PRINCÍPIOS BÁSICOS DE

SEGURANÇA E PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

Terceira Edição
Revisada

Universidade Federal do Rio Grande do Sul
Setembro de 2006

PRINCÍPIOS BÁSICOS DE

SEGURANÇA E PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

Terceira Edição
Revisada

Universidade Federal do Rio Grande do Sul
Setembro de 2006

PREFÁCIO

A utilização de energia nuclear, tanto na geração de energia elétrica como em práticas médicas, industriais e de pesquisa, tem como grande oponente, em todo mundo, a opinião pública. As bombas de Hiroshima e Nagasaki, os testes nucleares aéreos e subterrâneos bem como alguns acidentes relativamente graves, ocorridos ao longo dos últimos 50 anos, vêm sendo responsabilizados pela maneira sombria com que o tema nuclear é percebido pela população. Tanto o fato da radiação ionizante não poder ser diretamente detectada pelos cinco sentidos como a falta de conhecimento básico sobre suas propriedades, contribuem para consolidar, cada vez mais, sob a forma de medo, a rejeição ao emprego das radiações ionizantes para fins pacíficos.

Para reverter esse quadro e permitir que a sociedade se beneficie das inúmeras vantagens que a tecnologia nuclear oferece, é preciso colocar na correta perspectiva os reais riscos associados à radiação ionizante bem como transmitir conhecimentos sobre os requisitos de segurança e proteção radiológica a serem adotados de modo a torná-los insignificantes.

Assim, este documento foi elaborado com o objetivo de contribuir, mesmo que modestamente, para o sucesso de um programa de treinamento básico sobre os principais aspectos de segurança e proteção relacionados ao emprego de radiações ionizantes. Seu público alvo são os usuários dessas fontes em ensino e pesquisa, ou seja, professores universitários, pesquisadores bem como alunos de mestrado e de doutorado que constituem os alicerces do avanço científico e tecnológico no Brasil.

Os autores gostariam de agradecer à Comissão Nacional de Energia Nuclear, à Fundação de Amparo à Pesquisa no Rio Grande do Sul e ao Instituto de Física da UFRGS, por terem possibilitado a realização deste projeto de ensino. São merecedores, também, de nossos agradecimentos os Professores Maria Teresinha Xavier da Silva, Henri Ivanov Boudinov e Mara da Silveira Benfato, da UFRGS, pelos pertinentes comentários.

Finalmente, é importante que seja registrado o esmero no trabalho de impressão gráfica do Sr. Waldomiro da Silva Olivo e nossa gratidão à muito querida estagiária do Laboratório de Radiação do Instituto de Física, Luciana Brönstrup Bonanno, pela árdua tarefa de revisão gráfica, formatação e impressão do original deste documento.

PREFÁCIO DA SEGUNDA EDIÇÃO

Ao longo dos últimos dois anos, foi identificada uma demanda por treinamento nas áreas de segurança e proteção radiológica, direcionado tanto para professores e pesquisadores da Universidade Federal do Rio Grande do Sul e de outras Universidades, como para integrantes da Defesa Civil e do Corpo de Bombeiros do Estado.

Na verdade, os tópicos abordados na primeira edição desta publicação, são igualmente pertinentes ao emprego de materiais radioativos em outras atividades além das de ensino e pesquisa, como, por exemplo, em medicina nuclear ou em aplicações industriais de fontes de radiação ionizante.

De fato, noções sobre tópicos como estrutura da matéria, radiação eletromagnética, radioatividade, interação da radiação com a matéria, efeitos biológicos das radiações ionizantes, princípios de segurança e proteção radiológica, princípios de detecção da radiação, gerência de rejeitos radioativos, transporte de materiais radioativos, bem como ações de resposta a incidentes e acidentes radiológicos são fundamentais para a condução, com segurança, de atividades envolvendo substâncias emissoras de radiação ionizante em diversas áreas de atuação profissional.

Para estender o escopo desta publicação ao treinamento de pessoal que atua em resposta a incêndios envolvendo materiais radioativos, foi acrescentado um capítulo sobre os principais aspectos a serem considerados para definir as ações de resposta a esse tipo de acidente.

Assim, esta segunda edição da publicação "Princípios Básicos de Segurança e Proteção Radiológica em Pesquisa", revisada e ampliada, passou a receber o título mais genérico "Princípios Básicos de Segurança e Proteção Radiológica".

Um dos autores (AMX) agradece o apoio financeiro dado pela FAPERGS para a preparação do presente material didático, desenvolvido com o objetivo de estabelecer o conteúdo programático básico de cursos de extensão universitária, cursos esses organizados com o intuito maior de contribuir tanto para o emprego seguro de fontes de radiação ionizante como para a proteção radiológica de profissionais que preparam, usam e manuseiam fontes radioativas em decorrência de seu trabalho.

SOBRE OS AUTORES

Ana Maria Xavier, pesquisadora titular da Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN, completou seu curso de engenharia química na Universidade Federal do Rio de Janeiro, obteve o grau de Mestre em Engenharia Química, M.Sc., na Coordenação dos Programas de Pós Graduação da mesma Universidade, COPPE/UFRJ e o de Ph.D (Doutora em Engenharia) na Universidade de Cambridge, Inglaterra. Após ingressar na CNEN em 1982, realizou cursos e estágios de especialização em engenharia nuclear na França, Alemanha, Inglaterra e Canadá. Vem participando, a partir de 1993, como perita brasileira, em missões no exterior e em diversos grupos de trabalho da Agência Internacional de Energia Atômica, AIEA, em Viena. Atualmente, coordena, pela CNEN, as atividades inseridas no contexto do Acordo de Mútua Cooperação firmado com a Universidade Federal do Rio Grande do Sul. Colabora, também, com o Instituto de Física em suas atividades de pesquisa e extensão no campo das radiações ionizantes e com o Serviço de Proteção Radiológica-UFRGS.

José Tullio Moro é graduado em física pela Universidade Federal do Rio Grande do Sul, possui especialização em física das radiações pela mesma Universidade, tendo sua qualificação como Supervisor de Radioproteção em Centros e Institutos de Pesquisa sido certificada pela CNEN. Participou, como perito, no grupo de trabalho que elaborou o Regulamento Técnico do Ministério da Saúde sobre Diretrizes de Proteção Radiológica em Radiodiagnóstico Médico e Odontológico (Portaria MS 453). Atualmente, coordena os trabalhos do Laboratório de Radiação do Instituto de Física da UFRGS e está empenhando no projeto de implementação do Serviço de Proteção Radiológica da UFRGS, cuja criação em 2001 foi, em grande parte, fruto de seu esforço e dedicação.

Paulo Fernando Heilbron, tecnologista senior da Diretoria de Radioproteção e Segurança da Comissão Nacional de Energia Nuclear, é graduado em engenharia mecânica pela Universidade Federal do Rio de Janeiro, tendo obtido o grau de Mestre em Engenharia Nuclear, M.Sc., bem como o de Doutor em Engenharia Mecânica na Coordenação dos Programas de Pós Graduação em Engenharia, COPPE, da mesma Universidade. Participou de cursos de especialização em engenharia nuclear na Inglaterra e nos Estados Unidos da América. Tem tido atuação marcante, como perito brasileiro, junto à AIEA, nas áreas de segurança nuclear, transporte de materiais radioativos e gerência de rejeitos radiativos, incluindo análise de segurança de repositórios, e, também, como instrutor de cursos promovidos pela Agência na América Latina e Caribe.

SUMÁRIO

RELAÇÃO DE FIGURAS

RELAÇÃO DE TABELAS

1 FUNDAMENTOS DA FÍSICA

1.1 ESTRUTURA DA MATÉRIA

1.1.1 Introdução

A questão da estrutura da matéria vem recebendo atenção de filósofos e cientistas desde os primórdios da civilização. Sob o ponto de vista de proteção radiológica, a matéria pode ser considerada como constituída de partículas fundamentais cujas propriedades de interesse são a massa e a carga elétrica. Neste contexto, as três partículas importantes para a compreensão da estrutura e propriedades da matéria são os elétrons (e), os prótons (p) e os nêutrons (n). A estas, pode ser acrescentado o fóton, tipo especial de partícula associada à radiação eletromagnética. Partículas mais elementares como léptons e quarks fogem ao escopo desta publicação.

O elétron já era conhecido desde o século dezenove como a unidade de carga elétrica, tendo sua carga negativa o mesmo valor numérico que a do próton, ou seja, $1{,}6021.10^{-19}$ C.

O nêutron não possui carga elétrica e tem uma massa aproximadamente igual à do próton. Assim, o núcleo possui uma carga elétrica positiva cujo tamanho depende do número de prótons nele contidos.

1.1.2 Átomo e Estrutura do Átomo

O átomo é a menor partícula de um elemento que conserva suas propriedades químicas, sendo constituído por partículas fundamentais (prótons, elétrons e nêutrons).

Os prótons e os nêutrons encontram-se aglomerados numa região central muito pequena, chamada núcleo, que se mantêm unida mediante forças nucleares fortes, que têm caráter atrativo e são muitas ordens de grandeza superiores à força de repulsão eletrostática existente entre os prótons, a qual tenderia a expulsá-los do interior do núcleo. A densidade do núcleo é muito elevada, sendo da ordem de milhões de toneladas por centímetro cúbico.

Segundo o modelo atômico de Bohr, os elétrons, partículas de massa insignificante frente à massa do núcleo ($m_e \cong m_p/1840$) e carga elétrica negativa, movem-se em torno do núcleo, numa região denominada coroa, cujo raio é cerca de dez mil vezes maior que o raio do núcleo.

Como a massa dos elétrons que orbitam em torno do núcleo é muito pequena, é correto considerar o núcleo como um ponto minúsculo no centro do átomo onde está concentrada a maior parte de sua massa.

O átomo de um elemento possui uma massa bem definida, cujo valor exato é determinado em relação à massa de um elemento tomado como padrão. Em 1961, por um acordo internacional entre físicos e químicos, foi estabelecida uma escala unificada, tendo sido atribuído o valor exato de 12,000000 para a massa atômica do carbono-12, Assim, nessa escala, uma unidade de massa atômica é igual a 1/12 da massa do átomo de carbono-12, ou seja:

$$1 \text{ u.m.a.} = 1/12 \text{ da massa do carbono-12} = 1{,}6598.10^{-24}\text{g}$$

O próton possui uma massa de 1,00759 u.m.a., valor muito semelhante à massa do átomo de hidrogênio, e uma carga positiva igual a $1{,}6021.10^{-19}$ C.

O nêutron possui uma massa de 1,00898 u.m.a., valor muito próximo ao da massa do próton, sendo eletricamente neutro.

As propriedades químicas dos átomos são definidas pelo número atômico Z (número de unidades de carga positiva existente no átomo), sendo esta a característica que diferencia um elemento de outro. Normalmente, o número de unidades de carga positiva é igual ao da negativa, tornando o átomo eletricamente neutro.

Átomos de um elemento podem se combinar com átomos de outro elemento formando moléculas. Por exemplo, quatro átomos de hidrogênio podem se combinar com um átomo de carbono para formar uma molécula de metano, CH_4.

1.1.3 Número Atômico, Número de Massa, Massa Atômica e Átomo-Grama

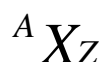
Número atômico: é o número de prótons que um átomo possui em seu núcleo e que determina suas propriedades químicas, sendo representado pelo símbolo Z. Átomos do mesmo elemento químico possuem o mesmo número atômico, mas não necessariamente a mesma massa, já que podem diferir pelo número de nêutrons.

Número de massa: é o número total de núcleons, ou seja, prótons (Z) + nêutrons (N) existentes em um átomo, sendo simbolizado pela letra A (A=N+Z).
Massa atômica: também conhecida impropriamente por Peso Atômico: é a razão ente a massa média dos átomos do elemento em sua composição isotópica natural e 1/12 da massa do carbono-12.

Átomo-grama: é a massa atômica de um elemento, expressa em gramas, e que contêm 6.02×10^{23} átomos desse elemento.

1.1.4 Nuclídeo

Chama-se nuclídeo qualquer espécie nuclear (núcleo de um dado átomo) definida por seu número atômico (Z), número de massa (A) e estado energético. O símbolo utilizado neste texto para representar os nuclídeos consiste no símbolo químico do elemento (por exemplo, Fe), com o número atômico (Z=26) como subíndice à direita, abaixo e o número de massa (A=57) como supra-índice, à esquerda e acima. Generalizando:

$$^{A}X_{Z}$$

Normalmente, omite-se o número atômico como subíndice, uma vez que o símbolo químico é suficiente para identificar o elemento, por exemplo: ^{57}Fe, ^{4}He , ^{198}Au.

1.1.5 Isótopos

Isótopos são nuclídeos que possuem o mesmo número atômico Z mas massas atômicas (A) diferentes, isto é, os isótopos têm o mesmo número de prótons, porém diferente número de nêutrons (N) e, como conseqüência, diferente número de massa A. O fato dos isótopos possuírem o mesmo número atômico faz com que se comportem quimicamente de forma idêntica.

Exemplos: ^{38}Cl e ^{37}Cl ;

^{57}Co e ^{60}Co

1.1.6 Isóbaros

São nuclídeos que possuem o mesmo número de massa e diferentes números atômicos. Tendo números atômicos distintos, comportam-se quimicamente de forma diferente.

Exemplo: ^{57}Fe e ^{57}Co

1.1.7 Isótonos

São nuclídeos que possuem o mesmo número de nêutrons (N).

Exemplo: $^{30}Si_{14}$ e $^{31}P_{15}$

1.1.8 Elemento

Elemento (X) é uma substância que não pode ser decomposta, por ação química normal, em substâncias mais simples . A definição de elemento engloba sua mistura natural de isótopos, uma vez que a maioria dos elementos é formada por vários isótopos. Por exemplo, o estanho natural é formado pela mistura de dez isótopos.

Desde os primórdios da Química, tentou-se classificar os elementos conforme as analogias ou diferenças de suas propriedades. Atualmente, a pouco mais de centena de elementos conhecidos está classificada no sistema periódico de Niels Bohr, aprimorado a partir da classificação original proposta por Mendeleiev (1834- 1907). Assim, os elementos são dispostos em fileiras ou períodos e colunas ou grupos, atendendo á estrutura eletrônica de seus átomos, de que dependem as respectivas propriedades, e em ordem crescente de seus números atômicos.

1.1.9 Equivalência entre Massa e Energia

A unidade de energia conveniente para o estudo dos fenômenos de interação da radiação com a matéria em proteção radiológica é o elétron-volt (simbolizado eV), que corresponde à energia adquirida por um elétron ao atravessar um campo elétrico de 1 volt. Esta unidade expressa um valor muito pequeno e sua relação com unidades macroscópicas e a seguinte:

$$1\ eV = 1{,}602.10^{-19}\ J = 1{,}602.10^{-12}\ erg$$

Em 1909, como parte de sua teoria da relatividade especial, Albert Einstein enunciou que o conteúdo total de energia E de um sistema de massa m é dado pela relação:

$$E = mc^2$$

onde $c = 2{,}99776.10^{10}$ cm/s é a velocidade da luz no vácuo.

Em quase toda reação nuclear, uma pequena quantidade de massa é transformada em energia, ou vice versa, como por exemplo:

$$^{226}Ra_{88} \rightarrow {}^{222}Rn_{86} + \text{energia}$$

estando essa energia relacionada ao decréscimo de massa convertida de acordo com a equação de Einstein acima. Alternativamente, a equação de Einstein pode ser expressa como:

$$E = 931\ \Delta m$$

sendo E a energia, em MeV, e Δm o decréscimo de massa, em unidade unificada de massa atômica.

1.1.10 Energia de Ligação dos Núcleos

As partículas que constituem um núcleo estável são mantidas juntas por forças de atração fortes e, portanto, para separá-las, é necessário realizar trabalho até que elas se mantenham afastadas por uma grande distância. Ou seja, energia deve ser fornecida ao núcleo para separá-lo em seus constituintes individuais, de tal forma que a energia total dos constituintes, quando suficientemente separados é maior do que aquela que têm quando formam o núcleo.

Verifica-se que a massa real de um núcleo é sempre menor que a soma das massas dos núcleons que os constituem. Esta diferença de massa, conhecida por defeito de massa, quando convertida em energia, corresponde à energia de ligação do núcleo Tomando, por exemplo, o átomo de ^{4}He, tem-se:

massa do núcleo do hélio = 4,00150 u.m.a.
massa do próton = 1,00728 u.m.a.

massa do nêutron = 1,00867 u.m.a.
massa total: 2p + 2n = 4,03190 u.m.a.
Pode ser observado que a diferença entre o valor da soma das massas dos constituintes do núcleo e a massa do núcleo é de 0,03040 u.m.a. Como 1 u.m.a. é equivalente a 931 MeV, temos que a diferença das massas eqüivale a 28,3 MeV, que representa a energia de ligação do núcleo do átomo de Hélio.

1.1.11 Estabilidade Nuclear

Os nuclídeos podem ser estáveis ou instáveis. Estáveis são aqueles que preservam sua identidade de elemento químico indefinidamente. Instáveis são aqueles que podem sofrer um processo espontâneo de transformação (desintegração) e se converter em um outro nuclídeo. Neste processo, pode haver a emissão de radiação.

A energia de ligação é, também uma medida da estabilidade de um núcleo uma vez que pode ser demonstrado que um núcleo não se fragmenta em partículas menores quando sua massa é menor que a soma das massas dos fragmentos.

1.1.12 Números Quânticos

As características de cada elétron são definidas por quatro números, denominados números quânticos. Os elétrons estão distribuídos em camadas ou níveis energéticos, sendo que, para cada nível, a energia total dos elétrons que o ocupam é exatamente a mesma.

O número quântico principal ou fundamental indica, ainda, o número máximo de elétrons possíveis numa camada, sendo que a cada nível energético principal é atribuído um número inteiro (1, 2, 3, 4, 5, 6 ou 7) ou uma letra (K, L, M, N, O, P ou Q).

Os níveis de energia das camadas K, L e M para o átomo de tungstênio, por exemplo, são respectivamente 70 keV, 11 keV e 2,5 keV. Estes valores correspondem às energias de ligação dos elétrons em cada um desses níveis. Isto significa ser necessário, no mínimo, 70 keV para remover um elétron localizado na camada K para fora do átomo.

À medida que aumenta o número atômico, aumenta o número de elétrons em torno do núcleo. Os novos elétrons irão ocupar as camadas disponíveis, seguindo uma ordem bem estabelecida. Cada camada tem uma capacidade

máxima de receber elétrons. Assim, o nível energético K pode comportar até dois elétrons; o L, oito; o M, dezoito; o N e o O comportam o número máximo de trinta e dois elétrons cada. A camada K é a mais próxima do núcleo e corresponde ao nível energético mais baixo do átomo. Os elétrons em níveis energéticos mais altos têm probabilidade maior de situarem-se em regiões mais afastadas do núcleo do átomo. Os elétrons localizados em órbitas próximas do núcleo, como a órbita K, têm uma certa probabilidade de penetrar na região do núcleo. Este fato faz com que esses elétrons possam participar de certos processos nucleares.

Se uma quantidade de energia for fornecida ao átomo de forma que seus elétrons mais internos sejam removidos para órbitas mais externas ou mesmo arrancados do átomo, um dos elétrons das camadas mais externas irá ocupar a vaga deixada e, nessa transição, o átomo emitirá fótons de energia, conhecidos por radiação característica.

Cada nível energético principal subdivide-se em subníveis, que dependem do segundo número quântico, chamado número quântico secundário. O elétron pode se encontrar em qualquer lugar em torno do núcleo, exceto neste. No entanto, há algumas regiões do espaço onde é muito mais provável encontrá-lo que outras. Chama-se orbital à região do espaço em volta do núcleo onde é mais provável encontrar o elétron ou onde a densidade eletrônica é maior. O número quântico secundário pode ter n valores, começando por 0, sendo o valor máximo n-1, onde n = nº quântico principal, e indicam a forma e o tamanho dos orbitais, sendo seu valor representado, também, pelas letras s, p, d, f.... Os orbitais s, por exemplo, têm a forma esférica e seu raio aumenta com o nível energético principal.

Uma vez que o elétron é uma partícula carregada e em movimento, ela cria um campo magnético e se constitui em pequeno ímã, razão pela qual se orienta em qualquer campo magnético externo. As diferentes orientações que um elétron pode tomar vêm definidas pelo terceiro número quântico, o número quântico magnético, cujo valor também é inteiro, positivo, negativo ou nulo.

Os elétrons têm um movimento de rotação sobre si mesmos, conhecido por “spin”, que é definido pelo quarto número quântico, o número quântico rotacional ou de spin, que toma os valores –½ e + ½, conforme o sentido de rotação seja horário ou o contrário.

De acordo com o Princípio de exclusão de Pauli, dois elétrons de um mesmo átomo não podem ter os quatro números quânticos iguais; diferirão, pelo menos em um deles. Assim é que dois elétrons no mesmo orbital têm, necessariamente, spins opostos.

1.1.13 Níveis de Energia Nucleares

O núcleo atômico também se apresenta em estados com energias bem definidas. O estado de energia mais baixa é denominado estado fundamental e corresponde ao nível de energia zero. O primeiro nível acima deste é o 1º estado excitado e assim sucessivamente. Se, por qualquer motivo, for fornecida uma quantidade de energia suficiente ao núcleo, ele passará a um de seus estados excitados. Após um período de tempo, em geral muito curto, ele voltará ao seu estado fundamental, emitindo radiação.

Normalmente, o retorno ao estado fundamental se dá por meio da emissão de radiação eletromagnética gama, γ. Durante esse processo, o núcleo pode passar por vários de seus estados de excitação. Como conseqüência, raios γ de diferentes energias podem ser emitidos por um único núcleo.

1.2 RADIAÇÃO ELETROMAGNÉTICA

Os gregos da antiguidade já haviam reconhecido a natureza única da luz, empregando o termo fóton para definir o 'átomo de luz', ou seja, a menor quantidade de qualquer radiação eletromagnética que possui a velocidade da luz. O fóton pode ser retratado como um pequeno pacote de energia, também chamado quantum, que se move através do espaço com a velocidade da luz.

Embora fótons não possuam massa, eles possuem campos elétricos e magnéticos que se movem continuamente sob a forma de ondas senoidais. As propriedades importantes do modelo senoidal são a freqüência (f) e o comprimento de ondas (λ), sendo a equação da onda expressa simplesmente por:

$$v = f . \lambda$$

No caso de radiação eletromagnética, o produto da freqüência pelo comprimento de onda é constante e igual à velocidade da luz. Assim, sempre que a freqüência aumenta, o comprimento de onda diminui e vice-versa.

Outra propriedade importante da radiação eletromagnética emitida por uma fonte é expressa pela lei do quadrado das distâncias, ou seja, a intensidade (I) diminui rapidamente com a distância da fonte (d), conforme se segue:

$$I_1 / I_2 = (d_2 / d_1)^2$$

A razão para esse rápido decréscimo na intensidade da radiação é o fato que, quando se aumenta cada vez mais a distância da fonte pontual, a energia emitida é espalhada por áreas cada vez maiores. Como regra geral, a lei do quadrado da distância pode ser aplicada sempre que a distância da fonte for, pelo menos, sete vezes maior que a maior dimensão da fonte não pontual.

O espectro eletromagnético está compreendido na faixa de freqüência de 10 a 10^{24} Hz e o comprimento de onda dos respectivos fótons encontram-se na faixa de 10^{7} a 10^{-16} metros.

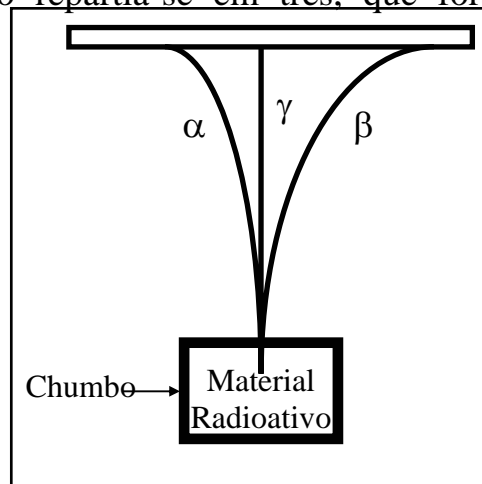
1.3 RADIOATIVIDADE

1.3.1 Descoberta da Radioatividade

Após o descobrimento dos raios-X por William Röentgen em 1895, o físico francês Henri Becquerel, associando a existência desses raios até então desconhecidos aos materiais fosforescentes e fluorescentes, testou uma série de substâncias com essas características. Assim, em 1896, verificou que sais de urânio emitiam radiações capazes de velar chapas fotográficas, mesmo quando envoltas em papel preto. Observou ainda, que a quantidade de radiação emitida era proporcional à concentração de urânio e era independente das condições de pressão, temperatura ou estado químico da amostra, além de permanecer inalterada mesmo sob a ação de campos elétricos ou magnéticos.

Posteriormente, o casal Pierre e Marie Curie aprofundou estas pesquisas, chegando, em 1898, à descoberta de dois novos elementos radioativos, quais sejam, o polônio e o rádio, tendo empregado o termo radioatividade para descrever a energia por eles emitida.

Ernest Rutherford, em 1899, por meio de uma experiência simples, contribuiu para elucidar a natureza da radioatividade. Uma amostra do material radioativo foi colocada dentro de um recipiente de chumbo contendo um orifício. A radiação produzia um ponto brilhante em uma placa de sulfeto de zinco, colocada diante do orifício. Sob a ação de um

campo magnético, o feixe de radiação repartia-se em três, que foram denominadas radiação alfa, beta e gama.

Em 1909, Rutherford e Soddy demonstraram que a radiação α era constituída por núcleos de hélio, com dois prótons e dois nêutrons, apresentando, portanto, duas cargas positivas.

A radiação β foi, posteriormente, identificada como sendo constituída por elétrons. Tanto as partículas α como as partículas β eram emitidas com altas velocidades, demonstrando que uma grande quantidade de energia estava armazenada no átomo.

Foi observado, também, que a radiação gama (γ) não era desviada de sua trajetória sob a ação do campo magnético e apresentava as mesmas características dos raios-X, ou seja, uma onda eletromagnética de alta energia.

Esses trabalhos de pesquisa científica permitiram concluir que a radioatividade é a transformação espontânea de um núcleo atômico, convertendo um nuclídeo em outro.

A natureza das radiações emitidas é característica das propriedades nucleares do nuclídeo que está se desintegrando, denominado nuclídeo pai. O nuclídeo pai, ao se desintegrar, dá origem ao nuclídeo filho. Em alguns casos, o nuclídeo filho também é radiativo, formando, assim, uma cadeia radioativa.

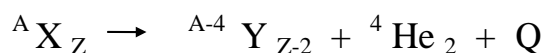
Um nuclídeo radioativo é denominado radionuclídeo.

1.3.2 Tipos de Desintegração Radioativa

1.3.2.1 Desintegração Alfa (α)

As partículas alfa são núcleos de hélio, constituídos por dois prótons e dois nêutrons, tendo duas cargas positivas.

A reação de desintegração alfa pode ser assim esquematizada:

$$^{A}X_{Z} \rightarrow \ ^{A-4}Y_{Z-2} + \ ^{4}He_{2} + Q$$

sendo Q a energia liberada no processo de desintegração, oriunda da diferença de massa existente entre o núcleo pai e os produtos da desintegração.

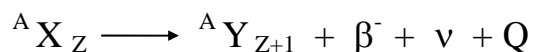
As partículas alfa são emitidas como energias discretas e características do núcleo pai. A desintegração alfa é característica de núcleos pesados ($Z > 82$), salvo exceções, sendo que a maioria dos nuclídeos emissores alfa são naturais.

1.3.2.2 Desintegração Beta

A desintegração beta tanto pode ser negativa (emissão de elétrons), quando o núcleo está com excesso de nêutrons, como positiva (emissão de pósitrons), ou seja, partículas com massa igual à do elétron, mas com carga positiva, quando o núcleo está com excesso de prótons, conforme descrito a seguir.

1.3.2.2.1 Desintegração Beta Negativa (β^-)

Quando o núcleo possui um nêutron em excesso, este é convertido em um próton e uma partícula beta negativa.

$$^{A}X_{Z} \longrightarrow \ ^{A}Y_{Z+1} + \beta^{-} + \nu + Q$$

Aqui, ν representa o antineutrino, partícula sem carga, com massa de repouso extremamente pequena e que se desloca à velocidade da luz.

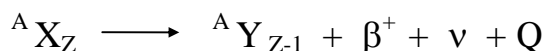
A partícula beta negativa possui as mesmas características dos elétrons atômicos, porém tem origem no núcleo. A emissão de partícula β^- é diferente das emissões α uma vez que as partículas β^- são emitidas em um espectro contínuo de energia, variando de zero até um valor máximo, característico do núcleo pai. Esta energia máxima está na faixa de 0,05 - 3,5 MeV, para os nuclídeos mais comuns.

Como o núcleo possui níveis de energias discretos, a emissão de uma partícula com espectro contínuo de energia é explicada pela emissão de uma segunda partícula, neste caso o antineutrino. O antineutrino transporta a diferença de energia existente entre a energia da partícula beta negativa e

a energia disponível, dada pela diferença de massa entre o núcleo pai e os produtos da desintegração (Q).

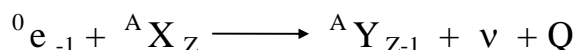
1.3.2.2.2 Desintegração Beta Positiva (β^+)

Quando o núcleo possui um próton em excesso, este é convertido em um nêutron e uma partícula beta positiva (pósitron).

$$^{A}X_{Z} \longrightarrow {}^{A}Y_{Z-1} + \beta^{+} + \nu + Q$$

O pósitron possui a mesma massa do elétron e sua carga tem valor absoluto igual à do elétron, porém com sinal positivo. De maneira análoga às partículas beta negativas, as partículas beta positivas são emitidas em um espectro contínuo de energia. Neste caso, a energia máxima está na faixa de 0,3 - 1,4 MeV, para os nuclídeos mais comuns.

1.3.2.2.3 Desintegração por Captura Eletrônica

O processo de captura eletrônica compete com o de desintegração beta positiva, isto é, também ocorre quando o núcleo possui um excesso de prótons. Em certos casos, a probabilidade do mesmo núcleo se desintegrar por qualquer um desses dois processos é comparável. Assim, o núcleo, ao invés de emitir um pósitron, captura um elétron de seu próprio átomo, convertendo um de seus prótons em nêutron e liberando um neutrino mono-energético, o qual transporta a energia disponível no processo.

$$^{0}e_{-1} + {}^{A}X_{Z} \longrightarrow {}^{A}Y_{Z-1} + \nu + Q$$

O elétron da camada K é o que tem maior probabilidade de ser capturado, em razão da sua maior proximidade do núcleo. Entretanto, este processo pode ocorrer também com elétrons de camadas mais externas.

Após a captura do elétron, este deixará uma vaga no seu nível orbital, que será preenchida por outro elétron de camadas mais externas, dando origem à emissão de raios-X (chamados de característicos).

1.3.2.2.4 Conversão Interna e Elétron Auger

A captura de elétrons orbitais pelo núcleo atômico pode vir acompanhada, algumas vezes, pela emissão de elétrons atômicos denominados elétrons Auger. Isto ocorre quando um dos raios-X emitidos colide com um dos

elétrons que permaneceram nos orbitais atômicos e cede energia a esse elétron, deslocando-o de seu orbital.

1.3.2.3 Desintegração com Emissão Gama (γ)

Em muitos casos, após ocorrer um dos tipos de desintegração descritos anteriormente, o processo radioativo se completa. Em outros, o núcleo filho é formado em um de seus estados excitados, contendo, ainda, um excesso temporário de energia. Quando isto ocorre, o núcleo filho emite essa energia armazenada sob a forma de raios gama (γ).

A radiação gama pertence a uma classe conhecida como radiação eletromagnética. Este tipo de radiação consiste de pacotes de energia (quanta) transmitidos em forma de movimento ondulatório. A radiação eletromagnética é uma modalidade de propagação de energia através do espaço, sem necessidade de um meio material. Outros membros bem conhecidos desta classe são: ondas de rádio, raios-X e, inclusive, a luz visível.

A diferença essencial entre a radiação γ e a radiação X está na sua origem. Enquanto os raios γ resultam de mudanças no núcleo, os raios-X são emitidos quando os elétrons atômicos sofrem uma mudança de orbital.

Os raios γ são emitidos dos núcleos radioativos com energias bem definidas, correspondentes à diferença entre os níveis de energia de transição do núcleo que se desexcita. A transição pode ocorrer entre dois níveis excitados ou entre um nível excitado e o nível fundamental. Deste modo, pode haver a emissão de um ou mais raios γ em cada desintegração.

Por exemplo, o Cobalto-60, após desintegração beta, tem como resultado o segundo nível de excitação do Níquel-60 que, como conseqüência, emite dois gamas, um de 1,17 MeV e outro de 1,33 MeV.

A energia dos raios gamas emitidos pelos diferentes nuclídeos está, aproximadamente, na faixa de 0,03 – 3 MeV.

1.3.3 Interação da Radiação com a Matéria

As radiações são processos de transferência de energia sob a forma de ondas eletromagnéticas e, ao interagir com a matéria, resulta na transferência de energia para os átomos e moléculas que estejam em sua trajetória.

Sob ponto de vista da física, as radiações, ao interagirem com um meio material, podem provocar ionização, excitação, ativação do núcleo ou emissão de radiação de frenamento, conforme descrito a seguir.
Ionização: processo de formação de átomos eletricamente carregados, ou seja, íons, pela remoção ou acréscimo de um ou mais elétrons.

Excitação: adição de energia a um átomo, elevando-o do estado fundamental de energia ao estado de excitação. Os elétrons são deslocados de seus orbitais de equilíbrio e, ao retornarem, emitem a energia excedente sob a forma de radiação (luz ou raios-X característicos).

Ativação do Núcleo: interação de radiações com energia superior à energia de ligação dos núcleons e que provoca reações nucleares, resultando num núcleo residual e na emissão de radiação.

Radiação de Frenamento:(Bremsstrahlung) radiação, em particular raios-X, emitida em decorrência da perda de energia cinética de elétrons que interagem com o campo elétrico de núcleos de átomos-alvo, átomos estes com elevado número atômico, ou mesmo que interagem com a eletrosfera.

Em decorrência das diferenças existentes entre as partículas e radiações, em suas cargas e suas massas, cada um deles interage de modo diferente com a matéria.

O conhecimento das propriedades das radiações e de seus efeitos sobre a matéria são de grande importância, destacando-se:

- a detecção de substâncias radioativas, uma vez que se baseia, sempre, em alguns dos efeitos produzidos pela radiação na parte sensível do equipamento de medida;
- a maior facilidade na interpretação das diversas aplicações dos materiais radioativos;
- a adoção das medidas preventivas mais apropriadas, de modo a proteger o corpo humano dos efeitos nocivos da radiação.

Quando as partículas carregadas ou a radiação eletromagnética atravessam a matéria, o mecanismo que mais contribui para a perda de energia é a interação com os elétrons. Isto se justifica pelo fato do raio do núcleo ser da ordem de 10.000 vezes menor que o raio do átomo. Assim, é de se esperar que o número de interações com elétrons seja muito maior que com núcleos, uma vez que o número de interações é proporcional à área projetada, ou seja, ao raio elevado ao quadrado.

Para o caso específico de partículas carregadas, este fenômeno é facilmente evidenciado a partir da dispersão que elas experimentam ao interagir com a matéria. As partículas mais pesadas são pouco desviadas de sua direção original quando interagem, perdendo energia. As partículas beta, por serem menos pesadas, são desviadas com ângulos muito maiores ao interagirem com o meio. As perdas de energia resultante de colisões com núcleos resultam ser várias ordens de grandeza menores que na interação com elétrons.

1.3.3.1 Interação de Partículas Carregadas (10 keV a 10 MeV)

Uma partícula carregada, ao passar através de uma substância (alvo) pode interagir com elétrons carregados negativamente e núcleos de átomos ou moléculas carregados positivamente. Devido à força Coulombiana, a partícula, em função de sua carga, tenta atrair ou repelir os elétrons ou núcleos próximos de sua trajetória, perdendo parte de sua energia, esta tomada pelos átomos alvo próximos a sua trajetória.

Essas partículas, à medida que penetram na matéria, sofrem colisões e interações com perda de energia até que, a uma dada espessura do material, toda energia é dissipada e a partícula, portanto, para de se deslocar. Denomina-se alcance a distância média percorrida por uma partícula carregada, em uma dada direção, distância essa que depende de vários fatores. Quatro dos mais importantes são descritos a seguir:

Energia: O alcance de uma dada partícula é ampliado com o aumento da energia inicial.

Massa: Partículas mais leves tem alcance maior que partículas mais pesadas de mesma energia e carga. A dependência do alcance em relação à massa é, algumas vezes, expressa como função da velocidade da partícula.

Carga: Uma partícula com menos carga possui alcance maior que uma partícula com mais carga.

Densidade do Meio: Quanto mais alta a densidade do meio, menor é o alcance da partícula, sendo este muito maior em gases do que em líquidos ou sólidos.

As partículas α, por exemplo, pelo fato de serem pesadas e possuírem carga +2, interagem muito intensamente com a matéria. Seu poder de ionização é muito alto, perdendo toda a energia em poucos micrometros de material sólido ou em alguns centímetros de ar. Isso significa que o poder de

penetração das partículas alfa é muito pequeno, sendo a espessura de uma folha de papel suficiente para blindar todas as partículas emitidas por uma fonte alfa.

Já as partículas β, pelo fato de possuírem massa muito menor do que a das partículas α e, ainda, uma carga menor, também apresentam poder de ionização mais baixo. Isto significa que seu poder de penetração é maior do que o das partículas α e, portanto, é necessária uma espessura maior de material para que ocorra a perda de toda sua energia.

Tabela 1.1 Alcance Aproximado de Partículas Carregadas

Energia (keV)	ALCANCE (cm)			
	TECIDO MOLE		AR	
	e^- ou e+	α	e^- ou e+	α
10	$2 . 10^{-4}$	$<10^{-4}$	$1,6 . 10^{-1}$	$1 .10^{-2}$
100	$2 . 10^{-2}$	$1,4 .10^{-4}$	16	$1 . 10^{-1}$
1000	$4 . 10^{-1}$	$7,2 . 10^{-4}$	$3,3 . 10^{2}$	$5 . 10^{-1}$
10000	5	$4,1 . 10^{-3}$	$4,1 . 10^{3}$	10,5

Tabela 1.2 Poder de Penetração de Partículas Carregadas em Diferentes Meios

RADIAÇÃO (tipo)	ENERGIA (MeV)	DISTÂNCIAS DE PENETRAÇÃO (mm)				
		ar	água	alumínio	ferro	chumbo
partículas β	1	4000	5	2	1	0,6
	3	12000	15	7	2,5	2
prótons	1	30	0,03	----	----	0,01
	5	400	0,4	0,2	----	0,10
partículas α	1	5	------	----	----	0,003
	5	35	0,07	----	----	0,02

1.3.3.2 Interação da Radiação Eletromagnética Ionizante com a Matéria

No processo de interação de partículas carregadas com a matéria, a energia é perdida em decorrência de um grande número de colisões, a maioria com elétrons orbitais, processo esse que não ocorre na interação da radiação gama ou X com a matéria. Nesta, em princípio, os fótons são absorvidos ou desviados de sua trajetória original por meio de uma única interação. O fóton, quando produz ionização, o faz em uma única vez, sendo que o

elétron pode ser arrancado de um átomo por diversos mecanismos. Este elétron liberado, denominado elétron secundário, pode possuir quase tanta energia quanto um fóton inicial e, por sua vez, produzir novas ionizações até consumir toda sua energia. Em outras palavras, pode-se considerar que a ionização da matéria, quando atravessada por fótons, é conseqüência de elétrons secundários, já que cada fóton, em princípio, produz muito pouca ou, às vezes, só uma ionização.

Os principais efeitos decorrentes da interação das radiações γ e X com a matéria são:

<u>Efeito Fotoelétrico</u>, caracterizado pela transferência total de energia de um fóton (radiação X ou gama), que desaparece, a um único elétron orbital, o qual é expelido com uma energia cinética bem definida, T, qual seja:

$$T = h\nu - B_e$$

onde h é a constante de Planck, ν é a freqüência da radiação e B_e é a energia de ligação do elétron orbital.

Como T expressa a energia do fóton, a menos de um valor constante B_e, a transferência dessa energia para o material de um detetor pode ser utilizada como mecanismo de identificação do fóton e respectiva energia. O fato da transferência de energia do elétron de ionização para o material produzir uma ionização secundária proporcional, faz com que a amplitude do pulso de tensão ou intensidade de corrente proveniente da coleta dos elétrons, ou íons, no final do processo expressem a energia da radiação incidente.

A direção de saída do fotoelétron, com relação à de incidência do fóton, varia com a energia. Para altas energias (acima de 3 MeV), a probabilidade de ser ejetado para frente é bastante grande. Para baixas energias (abaixo de 20 keV) a probabilidade de sair para o lado é máxima para um ângulo de 70 graus.

O efeito fotoelétrico é predominante para baixas energias e para elementos químicos de elevado número atômico Z, decrescendo rapidamente com o aumento de energia. No caso do chumbo, por exemplo, o efeito fotoelétrico é maior para energias menores que 0,6 MeV e, no caso do alumínio, para energias menores do que 0,06 MeV.

<u>Efeito Comptom</u>, onde o fóton interage com um elétron periférico do átomo, mas cede apenas parte de sua energia, resultando na emissão de um

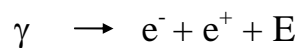
fóton com energia menor e que continua sua trajetória dentro do material e em outra direção.

Como a transferência de energia depende da direção do elétron emergente e sendo esta aleatória, de um fóton de energia fixa podem resultar elétrons com energia variando de zero até um valor máximo. Assim, a informação associada ao elétron emergente é desinteressante, sob ponto de vista da detecção da energia do fóton incidente.

Quando a energia de ligação dos elétrons orbitais se torna desprezível face à energia do fóton incidente, a probabilidade de ocorrência de espalhamento Compton aumenta consideravelmente. O efeito Compton é predominante para energias intermediárias (100keV - 1MeV).

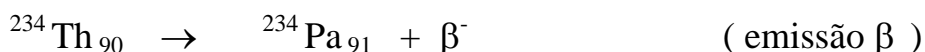
$$\boxed{\frac{1}{E'} - \frac{1}{E} = \frac{1}{m_0 c^2}(1 - \cos\theta)}$$

<u>Formação de Pares</u>, uma das formas predominantes de absorção da radiação eletromagnética de alta energia, também chamada de formação de par elétron-pósitron, ocorre quando fótons de energia superior a 1,02 MeV passam próximos a núcleos de elevado número atômico, interagindo com o forte campo elétrico nuclear. Nesta interação, a radiação desaparece e dá origem a um par elétron-pósitron, por meio da reação:

$$\gamma \longrightarrow e^{-} + e^{+} + E$$

1.3.4 Decaimento Radioativo

Quando um núcleo é instável por excesso de núcleons (prótons e nêutrons) ou quando a razão A/Z (número de massa/número atômico) é muito grande, ele se desintegra, por emissão alfa ou beta, conforme exemplificado a seguir:

$$^{226}Ra_{88} \rightarrow {}^{222}Rn_{86} + {}^{4}He_{2} \qquad \text{(emissão } \alpha \text{)}$$

$$^{234}Th_{90} \rightarrow {}^{234}Pa_{91} + \beta^{-} \qquad \text{(emissão } \beta \text{)}$$

No interior do núcleo, os prótons e os nêutrons interagem intensamente, resultando numa força chamada nuclear, de curto alcance, de tal forma que somente núcleons muito próximos interagem entre si. Existe, também, no núcleo, uma interação entre prótons, dando origem a forças elétricas mais

fracas, porém com alcance maior. Assim, quando prótons e nêutrons estão no núcleo, existe competição entre essas duas forças: as forças nucleares de curto alcance tendem a manter os núcleons bem próximos e a força elétrica tende a separar os prótons.

Para átomos com um número elevado de prótons e nêutrons, a força elétrica de repulsão continua atuando, mas a força nuclear de curto alcance não abrange todos os núcleons, resultando em núcleo instável. Assim, em busca da estabilidade, ou seja, para se transformar em núcleo com núcleons mais fortemente ligados, são emitidas energia e partículas α ou β, o que leva à formação de núcleo de elemento químico distinto do original.

Muitos fatores afetam a estabilidade nuclear sendo, talvez, o mais importante o número de nêutrons. Quando um núcleo possui nêutrons a mais (em relação ao número de prótons), ou a menos, o átomo pode se desintegrar em busca de uma configuração estável.

1.3.4.1 Velocidade de Desintegração

A emissão de radiação por uma população de átomos de um dado isótopo radioativo não ocorre simultaneamente em todos os seus núcleos. Assim, o número de átomos que se desintegram transcorrido um intervalo de tempo $(t - t_0)$ será dado pela diferença entre o número de átomos de um isótopo radioativo no instante inicial (N_0) e o número de átomos ainda não desintegrados (N) do mesmo isótopo, no tempo $t > t_0$. Logo, a velocidade média de desintegração, V_m, será dada pela relação:

$$V_m = (N_0 - N) / (t - t_0)$$

ou

$$V_m = -(N - N_0) / (t - t_0) = -\Delta N / \Delta t$$

A velocidade instantânea de desintegração num intervalo de tempo infinitésimo dt, ou seja, quando Δt tende a zero, é dada pela derivada de N em relação a t, dN/dt , com o sinal negativo.

A variação do número de desintegrações nucleares espontâneas (dN) em um intervalo de tempo dt é chamada atividade, A, ou seja:

$$A = dN/dt$$

A primeira unidade estabelecida para atividade foi o Curie, originalmente definido como a taxa de desintegração do gás radônio (^{222}Rn), em equilíbrio com um grama de rádio (^{226}Ra). Posteriormente, o Curie foi

definido mais precisamente pelo valor abaixo, que é bem próximo do medido originalmente.

$$1Ci = 3,7 \times 10^{10} \text{ desintegrações/segundo}$$

O sistema Internacional adotou como unidade padrão de atividade o Becquerel (Bq). Assim:

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ desintegração/segundo}$$

1.3.4.2 Constante de Desintegração e Meia-Vida

A velocidade de desintegração varia muito entre os isótopos radioativos, existindo uma probabilidade para cada um emitir um certo tipo de radiação, ou se desintegrar, característica desse isótopo. Esta probabilidade é chamada Constante de Desintegração ou Constante Radioativa, sendo representada pelo símbolo λ.

A velocidade de desintegração depende não só do número de átomos do isótopo radioativo presente na amostra (quanto maior N, maior o número de radiações emitidas), como também da constante radioativa λ, ou seja:

$$dN/dt = -\lambda N$$

Assim,

$$dN/N = -\lambda.dt$$

Integrando-se o primeiro termo dessa igualdade no intervalo de variação do número de átomos não desintegrados, ou seja, entre N_0 (início da contagem do tempo, t = 0) e N (número de átomos do radioisótopo, presentes decorrido o tempo t) e integrando-se o segundo termo entre zero e t, tem-se que:

$$N = N_0 \exp(-\lambda.t)$$

sendo esta a expressão da Lei da Desintegração Radioativa, que mostra que o número de átomos de um radionuclídeo diminui exponencialmente com o tempo.

De maneira similar, a atividade de uma fonte radioativa, no tempo t, é expressa por:

$$A = A_0 \exp(-\lambda.t)$$

uma vez que

$$A = \lambda N \text{ e } A_0 = \lambda N_0 \text{, ou seja } A/A_0 = N/N_0.$$

A meia-vida de um isótopo radioativo, $t_{1/2}$, é o tempo necessário para que metade dos átomos contidos numa amostra desse isótopo sofra desintegração, ou seja, é o tempo necessário para que N seja igual a $N_0/2$. A relação matemática existente entre λ e $t_{1/2}$ pode ser obtida substituindo-se, na equação anterior, N por $N_0/2$ e t por $t_{1/2}$.

$$N_0/2 = N_0.\exp(-\lambda .t_{1/2})$$

Assim,

$$1/2 = \exp(-\lambda .t_{1/2}) \rightarrow \quad \ln 1/2 = -\lambda .t_{1/2}$$

Logo

$$\lambda .t_{1/2} = -\ln 1/2 = \ln 1 - (-\ln 2)$$

Ou seja,

$$\lambda = \ln 2/ t_{1/2}$$

Portanto, a meia-vida de um radioisótopo pode ser calculada a partir da constante de desintegração e vice-versa.
O intervalo de tempo necessário para que o organismo elimine metade de uma substância ingerida ou inalada é chamado meia-vida biológica, t_b . Quando a meia-vida física e a meia-vida biológica devem ser levadas em consideração, determina-se a meia-vida efetiva, t_{ef}, por meio da seguinte expressão:

$$t_{ef} = (t_{1/2}.\, t_b) / (t_{1/2} + t_b)$$

1.3.4.3 Séries de Desintegração de Isótopos Naturais

Todos os nuclídeos com número atômico maior do que Z = 83 são radioativos. Se o número atômico do núcleo pai for muito grande, o núcleo formado por decaimento também é radioativo, dando origem a uma série de decaimento radioativo, ou seja, seqüências em que um núcleo radioativo decai em outro, que por sua vez decai num terceiro e assim sucessivamente.

Encontram-se, na natureza, três séries de desintegração de isótopos naturais que se iniciam com ^{238}U, ^{235}U e ^{232}Th e que, por sucessivas desintegrações, são compostas por isótopos de diversos elementos, o último destes sendo sempre isótopos diferentes, mas estáveis (não radioativos), do chumbo.

A série do ^{238}U é integrada por 18 radioisótopos, com 3 bifurcações, terminando no ^{206}Pb, isótopo estável.

A série do ^{235}U contem 17 isótopos, com 5 bifurcações, terminando no ^{207}Pb, estável e a série do ^{232}Th apresenta, apenas, 13 isótopos, com duas bifurcações, terminando no ^{208}Pb, também estável.

O urânio natural é constituído em 99,28% pelo ^{238}U, que se desintegra conforme descrito na Tabela 1, e em 0,72% pelo ^{235}U.
Quando a meia vida do nuclídeo pai é muito mais longa que a do filho, um equilíbrio, denominado secular, é estabelecido. No equilíbrio secular, as atividades dos pais e filhos tornam-se iguais. Assim,

$$N_1\lambda_1 = N_2\lambda_2 = N_3\lambda_3 = N_4\lambda_4 = ...$$

ou

$$N_1/(t_{1/2})_1 = N_2/(t_{1/2})_2 = N_3/(t_{1/2})_3 = N_4/(t_{1/2})_4 = ...$$

ou seja, quando um elemento da série tem meia vida curta, o correspondente número de átomos será pequeno e vice versa.

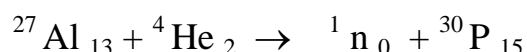
Tabela 1.3 Série de Desintegração do Urânio-238

Elemento Emissor	Isótopo	Meia-vida ($t_{1/2}$)	Energia da Radiação (MeV)
Urânio 92	U-238 ↓α	4,5 x 10^9 anos	4,20 (α)
Tório 90	Th-234 ↓β^-	24 dias	0,20 (β^-)
Protoactínio 91	Pa-234 ↓β^-	6,7 horas	0,16 (β^-)
Urânio 92	U-234 ↓α	2,5 x 10^5 anos	4,76 (α)
Tório 91	Th-230 ↓α	8 x 10^4 anos	4,88 (α)
Rádio 88	Ra-226 ↓α	1622 anos	4,78 (α)
Radônio 86	Rn-222 ↓α	3,8 dias	5,49 (α)
Polônio 84	α↓ Po-218 ↓β^-	3 minutos	6,0 (α)
Astatínio 85	↓ At-218 ↓α	2 segundos	6,63 (α)
Chumbo 82	↓ Pb-214 ↓β^-	3 minutos	0,7 (β^-)
Bismuto 83	α↓ .Bi-214 ↓β^-	19,7 minutos	5,6 (α) 1,6 (β^-)
Tálio 81	β^-↓ Tl-210 ↓	1,3 minutos	
Polônio 84	↓ Po-214 ↓α	1,6 x 10^{-4} segundos	7,7 (α)
Chumbo 82	Pb-210 ↓β^-	22 anos	0,02 (β^-)
Bismuto 83	α↓ Bi-210 ↓β^-	(α)2,6x10^{10}anos ((β) 5 dias	4,94 (α) 1,17 (β^-)
Polônio 84	↓ Po-210 ↓α	138 dias	5,39 (α)
Tálio 81	β^-↓ Tl-206 ↓	4,2 minutos	1,5 (β^-)

Chumbo 82	Pb-206	Estável	-

1.3.4.4 Fontes Artificiais de Radiação

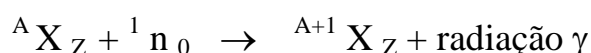
A radioatividade artificial foi descoberta pelo casal de cientistas franceses F. Joliot e I. Curie (filha de Marie Curie) ao bombardear alumínio por partículas alfa, obtendo a liberação de nêutrons e a formação de ^{30}P.

$$^{27}Al_{13} + {}^{4}He_{2} \rightarrow {}^{1}n_{0} + {}^{30}P_{15}$$

Atualmente, quatro processos básicos são empregados para produzir artificialmente radionuclídios:

- irradiação de elementos estáveis em reatores;
- irradiação de elementos estáveis em aceleradores de partículas ou ciclotrons;
- fissão de elementos pesados; e
- decaimento/fracionamento.

1.3.4.4.1 Radionuclídeos Produzidos em Reatores Nucleares

O processo de produção de radunuclídeos em reatores nucleares é baseado na captura de nêutrons térmicos (ou seja, nêutrons com energia cinética baixa, da ordem de 0,025 eV) por átomos de um dado elemento.

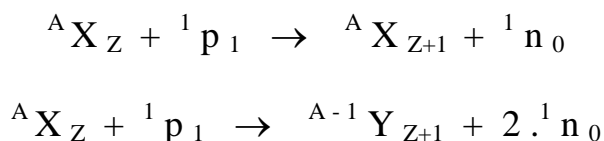
$$^{A}X_{Z} + {}^{1}n_{0} \rightarrow {}^{A+1}X_{Z} + \text{radiação } \gamma$$

Pode-se observar que na reação de captura de nêutrons, o número atômico (Z) do nuclídeo resultante não é alterado e o número de massa (A) aumenta em uma unidade.

O Cromo-51, o Ferro-59, o Cobalto-60, o Selênio-76, o Molibdênio-99, o Iodo-131, o Xenônio-133, o Samário-153, o Ouro-198 e o Irídio-192 são exemplos de radionuclídeos produzidos em reatores.

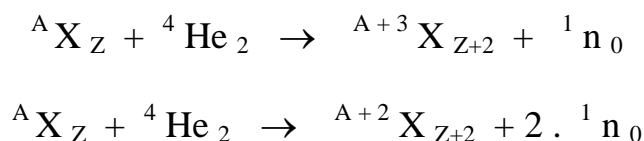
1.3.4.4.2 Radionuclídeos Produzidos em Aceleradores de Partículas (ciclotron)

A produção de radionuclídeos em aceleradores de partículas pode ser realizada empregando diferentes partículas a serem aceleradas, tais como prótons ($^{1}p_{1}$), deutério ($^{2}H_{1}$), trício ($^{3}H_{1}$) e partícula alfa ($^{4}He_{2}$). As reações mais comuns para prótons são:

$$^{A}X_{Z} + {}^{1}p_{1} \rightarrow {}^{A}X_{Z+1} + {}^{1}n_{0}$$

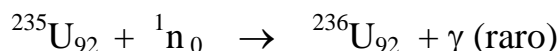
$$^{A}X_{Z} + {}^{1}p_{1} \rightarrow {}^{A-1}Y_{Z+1} + 2\,.{}^{1}n_{0}$$

As reações mais comuns para partículas α são

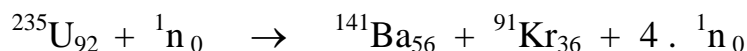
$$^{A}X_{Z} + {}^{4}He_{2} \rightarrow {}^{A+3}X_{Z+2} + {}^{1}n_{0}$$

$$^{A}X_{Z} + {}^{4}He_{2} \rightarrow {}^{A+2}X_{Z+2} + 2\,.\,{}^{1}n_{0}$$

O Fluor-18, o Gálio-57, o Iodo-123, o Iodo-125 e o Tálio-201 são exemplos de radionuclídeos produzidos a partir de feixes de partículas aceleradas.

1.3.4.4.3 Radionuclídeos Produzidos por Fissão Nuclear

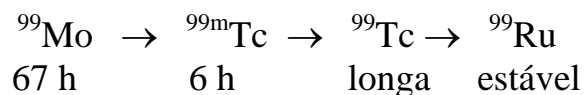
Para muitos radionuclídeos pesados ($A \approx 200$), a captura de um nêutron resulta ou num radionuclídeo pesado ou em radionuclídeos cujas massas atômicas são cerca de metade do nuclídeo alvo. Por exemplo, no caso de ^{235}U:

$$^{235}U_{92} + {}^{1}n_{0} \rightarrow {}^{236}U_{92} + \gamma \text{ (raro)}$$

ou, numa reação muito mais freqüente,

$$^{235}U_{92} + {}^{1}n_{0} \rightarrow {}^{141}Ba_{56} + {}^{91}Kr_{36} + 4\,.\,{}^{1}n_{0}$$

O processo de divisão de um núcleo pesado em dois mais leves é chamado de fissão. Todos os elementos de número atômico entre z = 30 (zinco) e z = 66 (disprósio) têm sido identificados em reações de fissão.

1.3.4.4.4 Radionuclídeos Produzidos por Decaimento/Fracionamento

Um radionuclídeo gerador (também chamado pai) é aquele que, por decaimento, resulta em radionuclídeo de meia-vida mais curta (filho). Por exemplo:

$$
\begin{array}{llll}
{}^{99}Mo \rightarrow & {}^{99m}Tc \rightarrow & {}^{99}Tc \rightarrow & {}^{99}Ru \\
67\ h & 6\ h & longa & estável
\end{array}
$$

Na condição acima ($t_{1/2}$ do pai > $t_{1/2}$ do filho) um equilíbrio transiente é estabelecido entre ^{99}Mo e ^{99m}Tc, em um tempo t, quando a razão entre as quantidades desses dois radionuclídeos torna-se constante, sendo a atividade do filho levemente superior à do pai. No caso de geradores, o radionuclídeo filho é quimicamente separado do pai, antes de ser empregado em práticas médicas e em pesquisa.

1.4 BIBLIOGRAFIA CONSULTADA

[1] Johns, H.E. e Cunningham, J.R., The Physics of Radiology, Publication No 932, American Lecture Series, CharlesC. Thomas Publisher, Revised Third Printing, 1974.

[2] Febrer Canals, M.A., Atlas de Química, Libro Edição Comemorativa Ibérico-Americano Ltda., Ediciones Jover S.A., 1980.

[3] Saffioti, W., Fundamentos de Energia Nuclear, Editora Vozes Ltda, 1982.

[4] Bitelli, Thomaz, Higiene das Radiações, Editora do Grêmio Politécnico da USP, 1982.

[5] Alonso, M. e Finn, E.J., Physics, Addison Wesley Longman Ltd., Harlow, U.K., 1992.

[5] Bushong, S.C., Radiologic Science for Technologists: Phsics, Biology and Protection, 6th Edition, Mosby, 1997.

[6] Ebbing, D.D., Química Geral, Quinta Edição, Volume 2, LTC – Livros Técnicos e Científicos S.A., 1998.

2 EFEITOS BIOLÓGICOS DAS RADIAÇÕES IONIZANTES

2.1 INTRODUÇÃO

As propriedades da matéria são afetadas pela radiação em função do tipo de processo associado à absorção de energia: excitação e /ou produção de íons, ativação nuclear ou, ainda, no caso específico de nêutrons, à produção de núcleos radioativos. Os efeitos podem ser descritos em diferentes níveis, desde o comportamento do átomo isolado às mudanças produzidas no material como um todo.

Sólidos orgânicos, por exemplo, quando sujeitos à excitação eletrônica causada pela radiação, podem mudar de cor ou emitir luz (cintilação) à medida que a excitação decai. No entanto, no caso de sólidos como metais ou cerâmicas, o efeito maior da radiação é a transferência de quantidade de movimento para átomos na estrutura cristalina, resultando no deslocamento desses átomos que, ao ocupar posições intersticiais, deixam espaços vazios. Esses processos podem causar mudanças nas propriedades físicas do sólido, como alteração de forma ou inchaço devido aos espaços vazios criados. A indução de cor em gemas, pela exposição destas à radiação ionizante, é uma prova visível da interação da radiação com a matéria.

No nível atômico, a ionização afeta, principalmente, os elétrons das camadas mais externas que circundam o núcleo. Tendo em vista que justamente esses elétrons estão envolvidos nas ligações químicas de átomos em moléculas, não é de surpreender que o comportamento químico dos átomos ou das moléculas, ambos alterados pela radiação, seja diferente de seu comportamento original.

A remoção de elétrons pode provocar a quebra de uma molécula e seus fragmentos, dependendo da estabilidade química, podem se combinar, de algumas maneiras diferentes, com o material do meio circundante.

A irradiação de material biológico pode resultar em transformação de moléculas específicas (água, proteína, açúcar, DNA, etc.), levando a conseqüências que devem ser analisadas em função do papel biológico desempenhado pelas moléculas atingidas. Os efeitos das citadas transformações moleculares devem ser acompanhados nas células, visto serem estas as unidades morfológicas e fisiológicas dos seres vivos. O DNA, por ser responsável pela codificação da estrutura molecular de todas as enzimas das células, passa a ser a molécula chave no processo de estabelecimento de danos biológicos.

No caso de exposição de seres humanos a altas doses de radiação, como em acidentes nucleares, uma grande parte das células do corpo é afetada, impossibilitando a sustentação da vida. Por outro lado, há, ainda, muita incerteza quanto aos efeitos da exposição de pessoas a baixas doses de radiação uma vez que, caso haja efeitos, estes, em via de regra, são mascarados pela ocorrência natural de doenças que podem ou não ser provocadas pela exposição à radiação, como é o caso do câncer.

Assim, para que um estudo sobre os efeitos da radiação a baixas doses seja estatisticamente válido, é preciso observar uma população de milhões de pessoas expostas a esses níveis baixos de radiação, durante várias gerações, já que os organismos dispõem de mecanismos de reparo e, mesmo que haja morte celular, as células podem vir a ser prontamente substituídas por meio de processos metabólicos normais, "neutralizando", assim, o efeito em estudo.

Os efeitos das radiações ionizantes sobre os organismos vivos dependem não somente da dose por eles absorvida, mas, também, da taxa de absorção (aguda ou crônica) e do tecido atingido. Assim, por exemplo, os efeitos relacionados a uma determinada dose são muito menores quando essa dose é fracionada e recebida em pequenas quantidades ao longo do tempo, uma vez que os mecanismos de reparo das células podem entrar em ação entre uma dose e outra. É, também, sabido que o dano infringido em células quando estas estão em processo de divisão é maior, tornando os respectivos tecidos e órgãos mais radiosensíveis que outros constituídos por células que pouco ou nunca se dividem, ou seja, a radiosensibilidade é inversamente proporcional à especificidade da célula.

Convém manter em perspectiva o fato de ser consenso mundial que a indução de câncer devido à exposição a baixas doses de radiação acrescenta alguns casos de ocorrência dessa doença aos milhares de casos que ocorrem naturalmente, devido a outras causas. Não se deve esquecer que o câncer é a principal doença na velhice e que diversas substâncias a que se pode estar exposto no dia a dia têm sido identificadas como cancerígenas (arsênio, fuligem de chaminés, alcatrão, asbestos, parafina, alguns componentes da fumaça de cigarro, toxinas em alimentos, etc.), além da radiação eletromagnética como a ultra-violeta e mesmo do calor.

É importante, também, mencionar, que há alguma evidência experimental de que baixas doses de radiação podem estimular uma variedade de funções celulares, incluindo seus mecanismos de reparo, bem como aprimorar o sistema imunológico, fortalecendo os mecanismos de defesa do corpo. No entanto, estudos desses efeitos benéficos da radiação, conhecidos por 'hormesis', ainda não são considerados conclusivos, face às dificuldades

estatísticas associadas a baixas doses de radiação. Assim, sob o ponto de vista de proteção radiológica, considera-se, por prudência, que qualquer dose de radiação está associada a uma probabilidade de ocorrência de efeitos nocivos à saúde, não importando quão baixa seja essa dose.

2.2 MECANISMOS DE INTERAÇÃO DAS RADIAÇÕES COM O TECIDO

2.2.1 Transferência de Energia

Quando células em uma cultura são expostas à radiação ionizante, pode ser mostrado, para a maioria dos efeitos observados, que a quantidade de energia absorvida pela célula é, claramente, uma variável muito importante.

Outro fator bastante relevante, sob o ponto de vista de efeitos biológicos, é a 'qualidade' da radiação, sendo que efeitos maiores serão produzidos em áreas de ionização mais freqüente. A incidência de radiação ionizante densa dará lugar a uma ionização do meio mais intensa do que a de radiação ionizante esparsa.

Uma vez que a quantidade de ionização é dependente da energia liberada no meio, então, a qualidade de diferentes tipos de radiação pode ser comparada tomando por base a energia média liberada por unidade de comprimento ao longo do caminho percorrido no meio irradiado. Essa quantidade é denominada Transferência Linear de Energia, ou TLE da radiação, normalmente expressa em keV/μm, que depende, de modo complexo, da massa, energia e carga da radiação ionizante. Assim, por exemplo, para um valor típico de TLE para um elétron posto em movimento pela radiação do Co-60, qual seja, 0,25 keV/μm, serão liberados 250 eV de energia ao longo de uma trajetória de 1 μm de comprimento.

Radiações eletromagnéticas como raios X e gama, ou, ainda, partículas β,têm uma probabilidade baixa de interagir com os átomos do meio irradiado e, portanto, liberam sua energia ao longo de uma trajetória relativamente longa. Por outro lado, partículas alfa, prótons, ou mesmo nêutrons (ou seja, partículas pesadas) liberam sua energia ao longo de uma trajetória mais curta, em decorrência da maior probabilidade de colisão com o meio.

No caso de valores de TLE altos, ocorrerão, em uma dada área-alvo, muitos eventos de ionização com alta probabilidade de efeitos biológicos danosos,

mesmo a baixas doses. Valores baixos de TLE, ao contrário, provocam efeitos pequenos e isolados, de tal forma que o reparo molecular é possível.

2.2.2 Eficiência Biológica Relativa

A dose absorvida é uma grandeza física que, permanecendo os demais parâmetros iguais, se correlaciona bem com o efeito biológico. No entanto, quando a qualidade da radiação muda (de raios-X para nêutrons, por exemplo), o efeito biológico causado não é necessariamente o mesmo, ou seja, doses idênticas podem produzir efeitos diferentes em um mesmo tecido ou órgão.

Assim, para caracterizar essa diferença, o conceito de eficiência biológica relativa, EBR, foi introduzido, tendo esta eficiência sido definida como sendo a razão entre a dose de uma radiação de referência, que produz um determinado efeito biológico e a dose da radiação em estudo, necessária para produzir o mesmo efeito. Normalmente, a radiação usada como referência em muitas experiências é a radiação X, filtrada (camada semi-redutora de 1,5 mm de Cu), de tensão de 200 kV (pico).

A eficiência biológica relativa depende não somente da qualidade da radiação como, também, do efeito biológico que está sendo observado. Quando o valor da EBR de uma radiação (alfa, por exemplo) é comparado com o de outra radiação (gama, por exemplo) o resultado representa a razão inversa das doses absorvidas que produzem a mesma extensão de um definido efeito biológico.

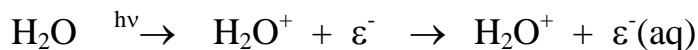
Os fatores de ponderação de dose utilizados em proteção radiológica foram selecionados para refletir a eficiência biológica relativa de cada tipo de radiação em induzir efeitos estocásticos a baixas doses, sendo esta eficiência função, primordialmente, da qualidade da radiação, expressa em termos de Transferência Linear de Energia. A rigor, a EBR depende, também, de outros fatores como taxa de dose, fracionamento da dose, órgão ou tecido e mesmo da idade da pessoa irradiada.

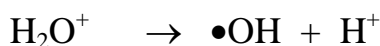
2.3 EFEITOS RADIOQUÍMICOS IMEDIATOS

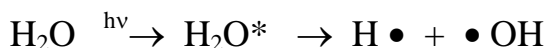
2.3.1 Produção de Elétrons Hidratados e Radicais Livres

Uma vez que a água é o principal componente das células, sendo responsável por cerca de 70% da composição celular, a maior parte da

radiação incidente é por ela absorvida, dando lugar às seguintes espécies reativas:

$$H_2O \xrightarrow{h\nu} H_2O^+ + \varepsilon^- \rightarrow H_2O^+ + \varepsilon^-(aq)$$

A molécula d'água, afetada pela passagem da radiação, é ionizada. O elétron que deixa a molécula é 'aprisionado' por demais moléculas d'água que, devido a sua natureza polar, se posicionam de tal forma que os átomos de hidrogênio, carregados positivamente, ficam mais próximos ao elétron e os átomos de oxigênio, mais distantes (ver Figura 2.1). Esse arranjo é denominado elétron hidratado, $\varepsilon^-(aq)$.

$$H_2O^+ \rightarrow \bullet OH + H^+$$

A molécula d'água ionizada, H_2O^+, pode, também, se dissociar, dando formação ao íon hidrogênio e ao radical livre hidroxila, conforme ilustrado acima.

$$H_2O \xrightarrow{h\nu} H_2O^* \rightarrow H\bullet + \bullet OH$$

É possível, ainda, por radiólise da molécula d'água, a formação dos radicais livres hidrogênio e hidroxila que, sendo altamente reativos – em decorrência da presença, nas respectivas últimas camadas eletrônicas, de um elétron isolado ou não emparelhado – interagem quimicamente entre si ou com as moléculas do meio, modificando-as.

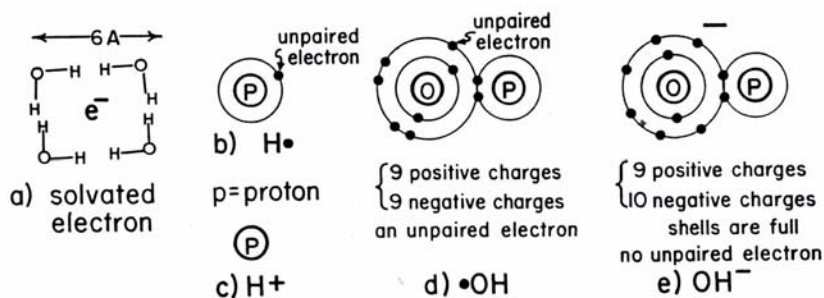
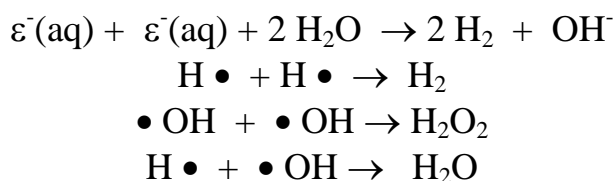



Figura 2.1: Natureza das espécies reativas produzidas na água pela radiação ionizante: (a) elétron hidratado (b) radical hidrogênio (c) íon hidrogênio (d) radical hidroxila (e) íon hidroxila

Os principais produtos resultantes da irradiação da água pura tendem a reagir com as bases nitrogenadas do DNA ou, na ausência destas, entre si, conforme se segue:

$$\varepsilon^-(aq) + \varepsilon^-(aq) + 2\,H_2O \rightarrow 2\,H_2 + OH^-$$
$$H\bullet + H\bullet \rightarrow H_2$$
$$\bullet OH + \bullet OH \rightarrow H_2O_2$$
$$H\bullet + \bullet OH \rightarrow H_2O$$

As reações acima irão sempre competir com as reações que levam ao dano das moléculas biológicas presentes no sistema, conforme abordado a seguir.

2.3.2 Danos Radioinduzidos na Molécula de DNA

As espécies reativas $\varepsilon^-(aq)$, $H\bullet$ e $\bullet OH$, resultantes da transferência de energia da radiação ionizante para a água, podem atacar, em maior ou menor grau, as bases nitrogenadas contidas no DNA (Adenina, Guanina, Citosina e Timina), alterando, consequentemente, seu papel biológico.

Experimentos mostram que o período de vida das espécies reativas $\varepsilon^-(aq)$ e $H\bullet$ em solução é drasticamente reduzido na presença das bases timina, uracil ou citosina, uma vez que os elétrons hidratados atacam as ligações duplas entre os carbono 5 e 6 dos anéis desses compostos, conforme ilustrado na Figura 2.

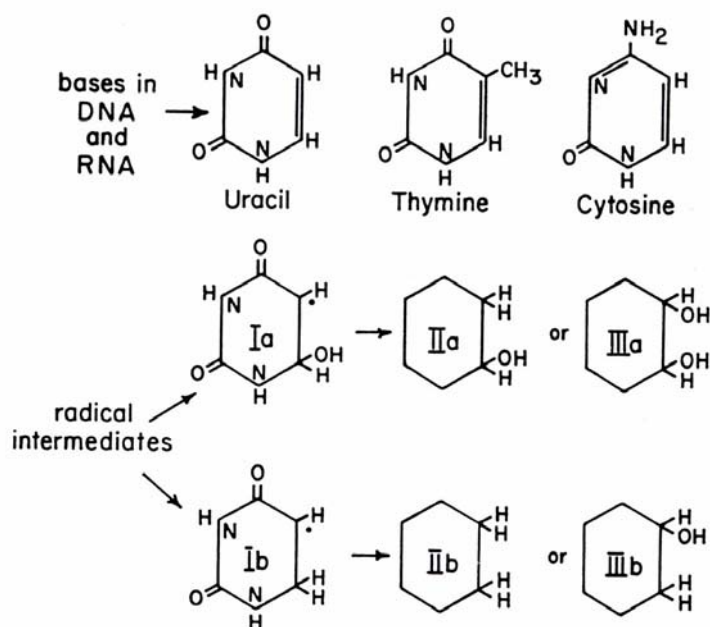



Figura 2.2: (a) Estrutura das bases uracil, timina e citosina (b) natureza dos radicais intermediários e produtos finais da irradiação quando uracil é atacado pelas espécies reativas $\varepsilon^-(aq)$, $H\bullet$ e $\bullet OH$. Os produtos finais mostrados são IIa, IIb, IIIa, IIIb. Outros produtos são, também, formados.

Convém observar que o DNA, responsável pela codificação da estrutura molecular de todas as enzimas das células, passa a ser a molécula chave no processo de estabelecimento de danos biológicos. Ao sofrer a ação das radiações, a molécula de DNA pode sofrer mutações gênicas ou quebras.

As mutações gênicas correspondem a alterações induzidas na molécula de DNA que resultam na perda ou na transformação de informações codificadas na forma de genes. A introdução de mutações no genoma de uma célula é considerada indispensável para a indução de um câncer por ação das radiações. No entanto, mutações radioinduzidas não evoluem obrigatoriamente para câncer.

Quando uma lesão no DNA resultar em quebra desta molécula, a respectiva célula, caso possua taxa de divisão alta, passa a ter dificuldade em transferir integralmente seu patrimônio material genético para as células filhas que podem morrer após uma ou duas divisões subsequentes.

Por outro lado, células diferenciadas (que não sofrem divisão) podem conviver com inúmeras quebras sem, contudo, terem suas funções prejudicadas. No entanto, caso haja rearranjo dos fragmentos resultantes das quebras de DNA, é possível que surjam cromossomos aberrantes, afetando o funcionamento das células que os contêm.

É oportuno ressaltar que nem todas as alterações introduzidas pela ação das radiações no DNA causam dano biológico. Assim é que o processo de evolução dos seres vivos ocorreu, desde o princípio, em um ambiente do qual as radiações ionizantes eram parte integrante e interagiam com as moléculas precursoras dos sistemas biológicos. Pode-se afirmar que a radioatividade natural teve um papel preponderante no surgimento de novos arranjos moleculares e sistemas primitivos de vida, assim como na evolução destes últimos para as formas atuais de vida.

2.4 EFEITOS BIOLÓGICOS PROVOCADOS PELA RADIAÇÃO IONIZANTE

2.4.1 Características Gerais

Os efeitos biológicos provocados pela radiação ionizante são de natureza bastante variável e dependem de fatores como dose total recebida, se esta foi aguda ou crônica, se localizada ou de corpo inteiro. As características gerais desses efeitos são:

- Especificidade: os efeitos biológicos das radiações podem ser provocados por outros agentes físicos, químicos ou biológicos.

- Reversibilidade: a célula possui mecanismos de reparo, podendo, em caso de danos parciais, re-sintetizar ou restaurar uma estrutura danificada.
- Transmissividade: a maior parte das alterações causadas pelas radiações ionizantes que afetam células e organismos não se transmitem a outras células ou outros organismos, exceção feita à irradiação das gônadas, que pode resultar em alterações transmissíveis aos descendentes.
- Radiosensibilidade: nem todas as células, tecidos órgãos ou organismos respondem igualmente à mesma dose de radiação. A radiosensibilidade das células é diretamente proporcional a sua capacidade de reprodução e inversamente proporcional ao seu grau de especialização.
- Fatores de Influência: pessoas expostas à mesma dose de radiação não apresentam, necessariamente os mesmos danos e o mesmo tempo de resposta. Por exemplo, o indivíduo é mais vulnerável à radiação quando criança (processo de multiplicação celular mais significativo) ou quando idoso (processo de reparo celular pouco eficiente).
- Tempo de Latência: Há um período de tempo que decorre entre o momento da irradiação e o surgimento do dano visível ou detectável.
- Limiar: Certos efeitos exigem, para se manifestar, que a dose de radiação seja superior a uma dose mínima. O efeito eritema, por exemplo, é observado para uma dose limiar da ordem de 3,5 Sv (350 rem).

Os efeitos biológicos da radiação podem ser somáticos ou hereditários. O primeiro ocorre na soma do indivíduo irradiado, enquanto que os hereditários se originam da introdução de danos na linhagem germinativa do sujeito e se manifestam em sua descendência.

Para fins de proteção radiológica, os efeitos biológicos da radiação são classificados em estocásticos e determinísticos (não estocásticos).

2.4.2 Efeitos Estocásticos e Efeitos Determinísticos

Efeitos Estocásticos: são aqueles cuja probabilidade de ocorrência é função da dose, não existindo limiar, como é o caso do câncer. Assim, para qualquer indivíduo irradiado há uma chance de que certos efeitos atribuíveis à radiação se manifestem, mas só depois de um período de tempo longo (dezenas de anos) a partir do momento que ocorreu o evento de irradiação.

Efeitos Determinísticos: são aqueles que surgem num curto espaço de tempo (dias, horas, minutos) a partir de um valor de dose limiar e sua gravidade é função do aumento dessa dose. Estes efeitos incluem

inflamação e ulceração da pele, náusea, vômito, anorexia, diarréia, queda de cabelos, anemia, hemorragia, infecções, etc. Esses efeitos são atribuídos, principalmente, à morte celular ou perda de capacidade de reposição de células de vida biológica relativamente curta, ou seja, aquelas que devem se manter em permanente estado de reprodução como as da medula óssea, as das camadas mais internas dos tecidos de recobrimento (pele, revestimento do sistema gastrointestinal, recobrimento de glândulas) e aquelas da linhagem germinativa. Alguns efeitos determinísticos esperados para intervalos de doses absorvidas pelo indivíduo adulto estão ilustrados na Tabela 2.1.

TABELA 2.1: Efeitos da Radioexposição de Corpo Inteiro em Adultos

FORMA	DOSE ABSORVIDA	SINTOMATOLOGIA
Infra-Clínica	< 1 Gy	Ausência de sintomas na maioria dos adultos.
Reações Gerais Leves	1 – 2 Gy	Astenia, náuseas, vômitos.
Hematopoiética Leve	2 – 4 Gy	Função medular atingida: linfopenia, leucopenia, trombopenia, anemia. Recuperação em 6 meses.
Hematopoiética Grave	4 – 6 Gy	Função medular gravemente atingida.
Gastro-Intestinal	6 – 7 Gy	Diarréia, vômitos. Morte em 5-6 dias.
Pulmonar	8 – 9 Gy	Insuficiência respiratória, coma. Morte entre 14-36 horas.
Cerebral	> 10 Gy	Colapso do sistema nervoso central. Morte em poucas horas.

Os riscos associados aos efeitos estocásticos somáticos foram determinados a partir de dados experimentais com animais e aqueles obtidos em estudos de grandes grupos populacionais como os sobreviventes das explosões atômicas em Hiroshima e Nagasaki que receberam doses de radiação superiores a 0,1 Gy (10 rad), sendo linearmente extrapolados para doses mais baixas.

Nesse contexto, o risco aceito mundialmente de morte de adultos por câncer induzido pela radiação é de 0,04/Sv. Assim, o valor do limite de dose anual de 50 mSv (5000 mrem) estabelecido para o trabalhador corresponderia a um risco de morte por câncer de 2×10^{-3} ou 2000×10^{-6} (0,2%). Já o limite anual de dose estabelecido para o público, qual seja,

1 mSv, estaria associado a um risco de morte por câncer de 4×10^{-5} ou 40×10^{-6} (0,004%).

A título de comparação, a Tabela 2.2 abaixo apresenta, de forma resumida, uma ordem de grandeza dos riscos de morte a que os seres humanos estão normalmente submetidos:

TABELA 2.2 Exemplo Comparativo de Riscos de Morte

CAUSA	RISCO DE MORTE
Todos os acidentes	$310 – 630 \times 10^{-6}$
Acidentes de carro	$140 – 250 \times 10^{-6}$
Quedas	$100 - 110 \times 10^{-6}$
Fogo	$16 - 40 \times 10^{-6}$
Afogamento	$11 - 33 \times 10^{-6}$
Eletrocussão	$50 - 250 \times 10^{-6}$
Queda de Raio	$10 - 50 \times 10^{-6}$
Câncer em adultos	20×10^{-6}
Acidentes na indústria	100×10^{-6}

Efeitos Estocásticos Hereditários: são aqueles decorrentes da irradiação das gônadas, que levam a alterações no material hereditário contido nos gametas (óvulos e espermatozóides), alterações essas que podem ser transmitidas aos descendentes, caso o óvulo ou espermatozóide danificado seja utilizado na concepção.

A radiação ionizante é um dos muitos agentes que podem induzir mutações genéticas, sendo que um material genético alterado transmitido pelo pai ou pela mãe é, em teoria, suficiente para que a anomalia surja no descendente (mutação dominante).

Por outro lado, as mutações recessivas só se manifestam se o pai e a mãe carregarem consigo o mesmo defeito mutagênico, sendo normalmente necessárias muitas gerações para que o dano seja visível.

A observação de mutações é uma tarefa difícil, mas acredita-se que os efeitos hereditários decorrentes da exposição à radiação ionizante têm caráter cumulativo e independem da taxa de dose administrada, ou seja, não existem doses inoperantes.

Dentre os métodos empregados para estimar a probabilidade de desordens hereditárias, o método da “dose duplicadora” (doubling dose method) tem sido adotado por organismos internacionais. A “dose duplicadora” é a quantidade de radiação necessária para produzir tantas mutações quanto

aquelas que ocorrem naturalmente em uma geração, tendo sido estimada em 1 Gy (1 J/kg).

De acordo com a Comissão Internacional de Proteção Radiológica (ICRP), a probabilidade de dano genético significante para toda uma geração está na faixa de 0,5-1,2 x 10^{-2} Sv^{-1}, correspondendo a uma probabilidade de efeitos hereditários severos per capita de 0,1x10^{-2} Sv^{-1} para as primeiras duas gerações.

2.5 Bibliografia Consultada

[1] Johns, H.E. e Cunningham, J.R., The Physics of Radiology, 3rd Edition, American Lecture Series Publication no. 932, Charles C. Thomas Publisher, 1974.
[2] Nuclear Power Technology, Volume 3, Nuclear Radiation, W. Marshall (Editor),
Oxford Science Publications, Clarendon Press, 1983.
[3] ICRP Publication 60, 1990 Recommendation of the International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, 1991.
[4] Nouailhetas, Y. e Bonacossa de Almeida, C.E., Radiações Ionizantes e a Vida, Programa de Informação da Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1998.
[5] Xavier, A.M; Wieland, P.; Heilbron, P.F.L. e Ferreira, R. S., Programa de Gerência de Rejeitos Radioativos em Pesquisa, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1998.

3 ASPECTOS DE RADIOPROTEÇÃO

3.1 INTRODUÇÃO

É de conhecimento geral que altas doses de radiação ionizante danificam o tecido humano, sendo que diversos efeitos maléficos foram reportados logo após a descoberta dos raios-X. Naquela época (1895 – 1896), era prática comum verificar a intensidade dos raios-X expondo trabalhadores à radiação emitida e medindo o tempo transcorrido até que a região exposta apresentasse irritação da pele.

Durante as décadas seguintes, foi acumulado um grande número de informações sobre os efeitos maléficos da radiação ionizante e, conseqüentemente, sobre a necessidade de regulamentar a exposição de indivíduos à essa radiação bem como de aprimorar as técnicas empregadas pelo uso de colimadores, filtros, blindagens para atenuação, etc.

Assim é que, por ocasião do Segundo Congresso Internacional de Radiologia, em 1928, houve amplo consenso quanto à necessidade de formular recomendações que serviriam a diversos países como base para elaborar Normas de Radioproteção.

Naquela época, foram recomendadas espessuras mínimas de blindagem de chumbo para atividades com raios-X e fontes de Ra-226, bem como elaborados procedimentos relacionados a locais e condições de trabalho, não tendo sido, no entanto, estabelecidos valores para limitar as doses de radiação.

Em 1934, a Comissão Internacional de Proteção Radiológica (International Commission on Radiological Protection – ICRP), recomendou adotar, como limite, o valor de 0,2 R por dia para a exposição ocupacional (isto é, a exposição de pessoas que trabalham com radiações), o que correspondia a uma dose de cerca de 70 rem/ano, valor este que vigorou até 1950.

Impulsionado pela Segunda Guerra Mundial, o crescente interesse por energia nuclear acarretou, na década de 50, avanços importantes na área de proteção radiológica, tendo sido adotada a ótica cautelosa segundo a qual toda radiação, por menor que seja, causa danos.

A taxa de exposição máxima permissível para indivíduos ocupacionalmente expostos foi reduzida para 0,3 R por semana, correspondendo, para radiação X ou γ, a uma dose de 15 rem/a (0,15 Sv/a).

Em 1956, foi recomendada nova redução para a dose ocupacional, passando esta a 5 rem/ano. Já em 1958, estabeleceu-se que o limite de dose acumulada até a idade N não poderia exceder o valor 5(N-18), tendo também sido adotado o limite trimestral de 3 rem.

As Normas Básicas de Proteção Radiológica (NBPR), aprovadas pela Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN, em 1973, fixaram os princípios básicos de proteção contra danos oriundos do uso das radiações e estabeleceram, para vigorar no país, entre outros, os limites de dose que vinham sendo recomendados internacionalmente.

Em agosto de 1988, a CNEN aprovou a Norma “Diretrizes Básicas de Radioproteção”, em substituição às NBPR de 1973. Esta Norma fundamenta-se no conceito de detrimento introduzido pela ICRP-26, ou seja, no fato de que qualquer dose, por menor que seja, está associada à probabilidade de ocorrência de danos (efeitos estocásticos), e adota três princípios básicos:

<u>Princípio da Justificação</u>: Qualquer atividade envolvendo radiação ou exposição deve ser justificada em relação a outras alternativas e produzir um benefício líquido para a sociedade;

<u>Princípio da Otimização</u>: As exposições devem ser tão reduzidas quanto razoavelmente exeqüível (ALARA - As Low As Reasonably Achievable), levando-se em consideração fatores sociais e econômicos; e

<u>Princípio da Limitação da Dose Individual</u>: As doses individuais de trabalhadores e indivíduos do público não devem exceder os limites anuais de dose estabelecidos pela CNEN, em particular, 50 mSv (5 rem) para trabalhadores e 1 mSv (100 rem) para o indivíduo do público.

Atualmente, a tendência mundial tem sido a de adotar limites de dose ainda mais restritivos, limites esses recomendados pela ICRP em 1990 e que, no Brasil, já foram adotados pelo Ministério as Saúde para radiodiagnóstico médico e odontológico, por meio da Portaria 453, de 01/6/98. Assim é que, para trabalhadores nessas áreas, a dose média anual não deve exceder 20 mSv (2 rem) em qualquer período de 5 anos consecutivos, não podendo exceder 50 mSv em nenhum ano.

3.2 GRANDEZAS E UNIDADES EMPREGADAS EM RADIOPROTEÇÃO

Grandeza, por definição, é o atributo de um fenômeno, corpo ou substância que pode ser qualitativamente distinguido e quantitativamente determinado, sendo expressa por um valor numérico multiplicado por uma unidade. Assim, por exemplo, comprimento é uma grandeza e metro é a unidade que pode ser empregada para medir um dado comprimento.

Historicamente, as grandezas utilizadas para quantificar a radiação ionizante basearam-se no número total de eventos ionizantes ou, ainda, na quantidade total de energia depositada, geralmente em uma massa definida de material. Essa abordagem não leva em conta a natureza descontínua do processo de ionização mas é justificada empiricamente pela observação que essas grandezas podem ser correlacionadas bastante bem com os efeitos biológicos resultantes.

A aplicação das recomendações da Comissão Internacional sobre Unidades e Medidas de Radiação (ICRU) requer o conhecimento de uma diversidade de conceitos e grandezas, muitas destas que se empregam em outros campos da ciência.

Algumas grandezas, no entanto, são unicamente empregadas no campo da proteção radiológica e contêm fatores de ponderação que permitem contemplar diferentes tipos de energia da radiação incidente sobre um corpo, bem como levar em conta a radiosensibilidade relativa dos diferentes tipos de tecidos do organismo. Algumas mudanças conceituais, que vêm ocorrendo ao longo das últimas décadas, associadas a grandezas empregadas em proteção radiológica são abordadas neste capítulo.

3.2.1 Atividade

A atividade de uma amostra radioativa representa o número de núcleos da amostra, N, que se desintegram, ou seja, que sofrem transformações nucleares, por unidade de tempo.

$$A = dN/dt$$

A primeira unidade estabelecida para a atividade foi o Curie, originalmente definido como a taxa de desintegração de uma quantidade de gás radônio, Rn-222, em equilíbrio com um grama de rádio (Ra-226). Posteriormente, o Curie foi definido mais precisamente pelo seguinte valor, que é bem próximo daquele estabelecido originalmente.

$$1Ci = 3,7 \times 10^{10} \text{ desintegrações/segundo}$$

O sistema Internacional adotou como unidade padrão de atividade o Becquerel (Bq), sendo que:

$$1 \text{ Bq} = 1 \text{ desintegração/segundo}$$

3.2.2 – Fluência, ϕ

A fluência é a razão entre o número de partículas ou fótons incidentes sobre uma esfera, dN, e a seção de área dessa esfera, da, expressa em m^2.

$$\phi = dN/da$$

Essa grandeza é muito empregada para medir nêutrons.

3.2.3 Exposição X ou Gama

Em 1928, foi adotado o Roentgen (R) como unidade de Exposição, ou seja, a quantidade de radiação X que produzia uma unidade eletrostática de carga (por definição igual a $3,34 \times 10^{-10}$ Coulombs) em um centímetro cúbico de ar, em condições normais de temperatura e pressão (CNTP). Mais tarde, essa definição foi alterada, de maneira a ser relacionada à massa de ar, ao invés de ao volume ($1cm^3$ de ar = 0,001293 g), englobando, também, a radiação gama. Como a unidade posteriormente empregada no Sistema Internacional para Exposição é o Coulomb/quilograma (C/kg), tem-se que:

$$1R=2,58 \times 10^{-4} \text{ C/kg}$$

De uma maneira geral, a Exposição, simbolizada por X, tem sido definida como:

$$X = \Delta Q/\Delta m$$

Onde ΔQ é a soma das cargas elétricas de todos os íons de mesmo sinal (positivos ou negativos) produzidos no ar quando todos os elétrons gerados pelos fótons incidentes em um volume elementar de ar, cuja massa é Δm, são completamente parados no ar.

A relação existente entre atividade (A) e Taxa de Exposição, $\dot{X}$, depende de processos básicos de interação entre a radiação e o ar. No entanto, para

fontes pontuais emissoras gama, a seguinte aproximação é amplamente empregada:

$$\dot{X} = \Gamma \, A/d^2 \text{ (R/h)}$$

onde:

Γ - constante específica da radiação gama, expressa em $(R.m^2)/(h.Ci)$;
d - distância da fonte, medida em metros;
A - atividade, expressa em Ci,,

sendo a taxa de exposição, portanto, expressa em R/h.

Pode-se observar que a taxa de exposição é diretamente proporcional à atividade do radioinuclídeo e inversamente proporcional ao quadrado da distância entre a fonte pontual e o ponto considerado.

3.2.4 Dose Absorvida, D

O conceito de Dose Absorvida, D, foi introduzido para representar a energia média depositada pela radiação incidente em um volume elementar de matéria de massa Δm.

À medida que os conhecimentos sobre as radiações e suas aplicações foram ampliados, julgou-se conveniente utilizar esse conceito de deposição de energia. Foi, então, originalmente adotado o "rad" (radiation absorved dose) para expressar uma unidade de "dose absorvida", ou seja, de energia depositada por unidade de massa, sendo:

1 rad = 100 erg/g de material irradiado

É possível relacionar a dose no ar, em rad, à exposição, em R, desde que se conheça o valor da energia necessária para arrancar um de seus elétrons, cuja carga é sempre igual a $1{,}610 \times 10^{-19}$ C.

Experimentos realizados mostraram que, em média, são necessários 33,8 eV de energia para produzir um par de íons no ar, ou seja, para arrancar um elétron de sua camada mais externa, produzindo $1{,}6 \times 10^{-19}$ C.

Assim,

$$1{,}6\text{x}10^{-19} \text{ C} \quad — \quad 33{,}8 \text{ eV}$$

$$1\text{R} = 2{,}58\text{x}10^{-4} \text{ C/kg} \quad — \quad y \text{ eV/kg}$$

ou seja, 1 R corresponde a

$y = 2{,}58x10^{-4}$ C/kg x 33,8 eV /$1{,}6x10^{-19}$ C = $5{,}366x10^{16}$ eV/kg
= $5{,}366\ x10^{13}$ eV/g

Mas, por definição,

$$1\ eV = 1{,}6x10^{-12}\ erg$$

então,

$$1\ R= 5{,}366x10^{13}\ eV/g\ x\ 1{,}6x\ 10^{-12}\ erg/eV = 85{,}9\ erg/g$$

Como 1 rad = 100 erg/g, tem-se:

$$1\ R = (85{,}9\ erg/g)/ (100\ erg/\ rad.\ g)=0{,}86\ rad$$

Assim, conhecida a exposição no ar (R) ou a taxa de exposição no ar (R/h), é preciso multiplicar pelo fator 0,87 para obter a dose absorvida no ar (rad) ou mesmo a taxa de dose absorvida no ar (rad/h).

1 R= 0,86 rad (no ar)

Como cada meio é composto por diferentes conjuntos de átomos, as energias necessárias para arrancar elétrons de meios diferentes são diferentes (as energias de ligação são diferentes). Por essa razão, 1R (ou seja, $2{,}58x10^{-4}$ C/kg) pode ser relacionado ao valor aproximado de 0,96 rad no tecido humano.

3.2.5 Dose Equivalente, H ('Dose Equivalent': ICRP-26)

Para fins de radioproteção, o rad demonstrou ser uma unidade satisfatória para medir raios-X, raios gama e elétrons, porque o dano biológico causado por estes tipos de radiação é aproximadamente proporcional à energia depositada.

No entanto, esta proporcionalidade não se mantém no caso de partículas mais fortemente ionizantes, como produtos de fissão, partículas alfa, prótons, etc.

Assim, foi necessário definir a grandeza Dose Equivalente, H, como a grandeza equivalente à dose absorvida no corpo humano, modificada de modo a constituir uma avaliação do efeito biológico da radiação, sendo expressa por:

$$H = D\ .\ Q$$

onde D é a dose absorvida num ponto de interesse do tecido ou órgão humano e Q é o fator de qualidade da radiação no ponto de interesse.

O fator de qualidade Q, para fins práticos, apresenta precisão suficiente para converter o valor medido da energia depositada, D, em dose equivalente, H.

A Dose Equivalente, H, foi originalmente expressa em rem (roentgen equivalent man) semdo atualmente utilizada a unidade do Sistema Internacional, Sievert, Sv, sendo que:

$$1 \text{ Sv}=100 \text{ rem}=1 \text{ J/kg}$$

Os demais aspectos que influenciam a dose absorvida, como, por exemplo, a geometria da fonte, o fator de distribuição do radioisótopo no interior do organismo, etc., são expressos por meio de um fator de peso N, que freqüentemente pode ser considerado como unitário.

Assim, na prática,

$$1 \text{ rem} = 1 \text{ rad} \times Q$$

onde o fator de qualidade assume valores específicos, conforme mostrado na Tabela 3.1 a seguir.

Tabela 3.1 Valores para Fator de Qualidade

TIPO DE RADIAÇÃO	FATOR DE QUALIDADE (Q)
Raios-X, Raios Gama , Elétrons	1
Prótons de alta energia	10
Nêutrons de energia desconhecida	20
Partículas Alfa, Produtos de Fissão	20

O fator de qualidade (Q) está relacionado com o coeficiente de transferência linear de energia (LET) da radiação na água, este último representando a energia média perdida por colisão em um elemento dl de trajetória.

3.2.6 Equivalente de Dose, H_T (‘Equivalent Dose’: ICRP- 60)

Sob o ponto de vista de proteção radiológica, o que tem realmente interesse é a dose absorvida média em todo o tecido ou órgão (e não,

apenas, em um determinado ponto), ponderada com respeito à qualidade da radiação. O fator de ponderação utilizado para este fim é conhecido, a partir das recomendações de 1990 contidas na publicação ICRP –60, como fator de peso ou fator de ponderação da radiação, w_R e foram selecionados em função do tipo e energia da radiação incidente sobre o corpo ou, para fontes internas, em função do tipo e energia emitida pela fonte, sendo representativos da Eficiência Biológica Relativa relacionada aos efeitos estocásticos a baixas doses. Assim,

$$H_T = \sum_{r=1}^{n} w_R \, . D_{TR}$$

onde D_{TR} é a dose absorvida média em um órgão ou tecido T, devido à radiação R.

Os valores de w_R para um determinado tipo e energia de radiação foram selecionados para serem representativos dos valores de EBR (Eficiência Biológica Relativa) em produzir efeitos estocásticos a baixas doses.

Convém lembrar que a razão entre a EBR de um tipo de radiação e a de outro tipo é inversamente proporcional às respectivas doses absorvidas para dar lugar ao mesmo grau de efeito biológico. Por outro lado, a TLE, (Transferência Linear de Energia) representa a quantidade de energia média perdida pela radiação por comprimento de um determinado meio (dE/dl), sendo expressa, geralmente, em KeV/μ m.

As radiações podem ser divididas em dois grupos, as que possuem alto TLE e as que possuem baixo TLE. As radiações consideradas de baixo TLE são os raios-X, os raios gama e os elétrons. Já as radiações de alto TLE são aquelas que possuem um alto poder de ionização e, consequentemente, aquelas que causam os maiores danos biológicos, ou seja, as partículas alfa, os íons pesados, os fragmentos de fissão e os nêutrons.

O RBE de uma determinada radiação é função do TLE, da dose, da taxa de dose, etc. A relação entre o TLE e o RBE para a água pode ser vista na Tabela 3.2.

Tabela 3.2 Relação entre TLE e EBR

TLE médio na água (KeV/μ m)	**EBR**
3,5 ou menos	1
3,5 a 7,0	1 a 2
7,0 a 23,0	2 a 5
23,0 a 53,0	5 a 10
53,0 a 175,0	10 a 20

Os fatores de qualidade, Q, foram inicialmente estabelecidos a partir dos valores da TLE na água (ICRP-26) mas, devido às incertezas associadas, foi necessário substituí-los pelos fatores de ponderação da radiação, w_T, conforme recomendação do ICRP-60. Os valores de w_T para um determinado tipo e energia de radiação foram selecionados para serem representativos das respectivas EBR em produzir efeitos estocásticos a baixas doses. Os valores de w_R são compatíveis com os de Q, como pode ser visto por comparação entre as Tabelas 3.1 e 3.3.

Tabela 3.3 - Fatores de ponderação da radiação, w_R

TIPO DE RADIAÇÀO E ENERGIA	w_R
Fótons de todas as energias	1
Elétrons de todas as energias	1
Nêutrons de energia E: E<10 keV 10 keV ≤ E ≤ 100 keV 100 keV ≤ E ≤ 2 MeV ≤ E ≤ 20 MeV E > 20 MeV	 5 10 20 10
Prótons (exceto os de retrocesso) E > 2MeV	5
Partículas alfa, fragmentos de fissão, núcleos pesados	20

3.2.7 Dose Equivalente Efetiva, H_E (‘Effective Dose Equivalent’: ICRP-26)

A Dose Equivalente Efetiva, H_E , é grandeza que expressa a soma dos produtos de todas as doses equivalentes H pelos respectivos fatores de ponderação w_t. do órgão ou tecido irradiado. Os valores de w_t para os diversos órgãos, ainda adotados no Brasil (ICRP-26) bem como aqueles atualmente recomendados internacionalmente (ICRP 60) são apresentados na Tabela 3.4.

Quando não tiverem sido estabelecidos valores específicos para alguns órgãos (assinalados na Tabela 3.4 com *), como ainda é o caso do Brasil, deve ser adotado, para cada um desses órgãos, o fator 0,06.

Tabela 3.4 Comparação entre Fatores de Ponderação, w_T

ÓRGÃO	ICRP 26	ICRP 60
Gônadas	0,25	0,20
Mama	0,15	0,05
Medula óssea	0,12	0,12
Pulmão	0,12	0,12
Tireóide	0,03	0,05
Superfície ossea	0,03	0,01
Restante do corpo 0,06 p/ órgão (no máximo 5)	-----	0,05
Estômago	*	0,12
Pele	0	0,01
Fígado	*	0,05
Bexiga	*	0,05
Útero	*	0,12
Esôfago	*	0,05

3.2.8 Dose Efetiva, E (‘Effective Dose’: ICRP-60)

Em 1991, foi introduzido internacionalmente (ICRP 60) um novo conceito de dose, chamado dose efetiva, E (effective dose), em substituição à antiga grandeza denominada dose equivalente efetiva, H_E (effective dose equivalent).

$$E = \sum_T w_T \sum_R w_R \,.\, D_{TR}$$

Onde w_T e w_R são, respectivamente, os fatores de ponderação devido ao órgão irradiado e devido ao tipo de radiação.

O segundo somatório é chamado equivalente de dose, H_T, e D_{TR} é a dose absorvida no tecido ou órgão. O fator w_R é semelhante ao fator de qualidade, Q, e tem por base a EBR.

O novo fator w_T leva em consideração uma diversidade maior de órgãos e está baseado em dados mais atualizados.

3.2.9 Kerma, K

O Kerma (Kinectic energy released per unit of mass), energia cinética liberada por unidade de massa, é definido como:

$$K = dE_{ct} / d_m$$

onde dE_{ct} é a soma de todas as energias cinéticas iniciais de todas as partículas carregadas liberadas pela incidência de nêutrons ou fótons em um material de massa d_m . A unidade do kerma é J/kg, ou seja, gray (Gy). O conceito de kerma engloba a energia recebida pelas partículas carregadas, normalmente elétrons frutos de ionização, sendo que estes elétrons podem dissipá-la em colisões sucessivas com outros elétrons ou na produção de radiação de freamento (bremsstrahlung). Assim,

$$K = K_c + K_r$$

onde K_c é o kerma de colisão, quando a energia é dissipada localmente, por ionizações e/ou excitações, e K_r o kerma de radiação, quando a energia é dissipada longe do local de incidência, por meio de emissão de raios X.

A diferença conceitual entre kerma e dose absorvida é que esta última depende da energia média absorvida na região de interação enquanto que o kerma depende da energia total transferida ao material.

No caso de existir equilíbrio eletrônico, ou seja, quando (i) a densidade e a composição atômica do meio são homogêneas; (ii) existe um campo uniforme de radiação indiretamente ionizante e (iii) não existem campos elétricos ou magnéticos não homogêneos, o kerma de colisão, K_c é igual à dose absorvida, D.

3.2.10 Dose Equivalente Comprometida, $H_{T,50}$ (CNEN-NE-3.01)

A Dose Equivalente Comprometida, $H_{T,50}$, para uma dada incorporação de material radioativo, é a Dose Equivalente que será acumulada num tecido ou órgão nos 50 anos após o instante da admissão no corpo humano, sendo expressa por:

$$H_{T,50} = \int_{t_0}^{t_0 + 50} \dot{H}_T (t) . dt$$

onde $\dot{H}_T$ é a taxa de dose equivalente no tecido ou órgão T, resultante da incorporação, e t_0 é o instante da admissão do material radiativo no organismo.

3.2.11 Dose Absorvida Comprometida, D(τ) (Norma CNEN-NE-3.01)

A Dose Absorvida Comprometida, D(τ), é o valor da integral da taxa de dose absorvida num determinado tecido ou órgão, que será recebida no tempo τ após o instante de a incorporação, por um indivíduo, de material radioativo (ingestão, inalação, injeção ou penetração através de ferimentos), sendo expressa por:

$$D(\tau) = \int_{t_0}^{t_0 + \tau} dD(t)/dt \; . \; dt$$

onde dD(t)/ dt é a taxa de dose absorvida no tecido ou órgão, t_0 é o instante da admissão do material radiativo no organismo e τ é o tempo transcorrido desde o instante t_0.

3.2.12 Equivalente de Dose Comprometida (Committed Dose Equivalent)

O equivalente de dose comprometida é dado pelo valor da integral da taxa de equivalente de dose, dH_T /dt, num determinado tecido ou órgão, que será recebida no tempo τ após o instante de a incorporação, por um indivíduo, de material radioativo. Representa, na prática, a dose absorvida comprometida, D(τ) , multiplicada pelo fator de qualidade da radiação, Q.

3.2.13 Dose Equivalente Efetiva Coletiva, S_E (ou simplesmente Dose Coletiva)

De acordo com a Norma CNEN-NE-3.01, a Dose Coletiva representa a dose total de radiação ionizante recebida por uma população, sendo definida como o somatório do produto do número de indivíduos do grupo i, da população P_i , pela dose equivalente efetiva média a que foram expostos, sendo expressa em (homem.Sv).

$$S_E = \sum \overline{H}_{Ei} \; . \; P_i$$

3.2.14 Restrição de Dose (Constraint Dose)

Como sempre existe a possibilidade de irradiação de um indivíduo por mais de uma fonte radioativa, a ICRP recomenda que apenas uma fração do limite primário de dose seja admitida para cada prática, de modo que, no fim, esse limite primário seja respeitado. O valor dessa restrição de dose, a ser estabelecida pela Autoridade Competente de cada país, deve ser utilizado como limite superior (upper bound) no processo de otimização.

3.2.15 Limite de Incorporação Anual

Muitas vezes, os indivíduos estão sujeitos não só a doses externas mas, também, a doses internas causadas pela ingestão, inalação ou penetração na pele de materiais radioativos, em decorrência de contaminação. Essas doses podem ser determinadas de forma indireta, por meio de análise de urina ou excreta, por exemplo, ou diretamente, empregando um contador de corpo inteiro.

Com o intuito de limitar doses internas, foram introduzidas pela ICRP quantidades secundárias, denominadas LIA (limite de ingestão ou inalação anual) e CAD (concentração no ar derivada), estabelecidas a partir de modelos metabólicos.

Assim, o LIA, expresso em Becquerel (Bq), é a quantidade de material radioativo, ingerida ou inalada, que resultaria numa Dose Equivalente Efetiva Comprometida (Dose integrada em 50 anos) obedecendo aos limites primários.

3.2.16 Concentração no Ar Derivada (‘CAD’: Norma CNEN-NE-3.01)

A Concentração no Ar Derivada, CAD, expressa em Bq/m^3, é o valor estabelecido para a concentração de um dado radionuclídeo no ar, de modo a garantir a observância do princípio de limitação de dose, estando baseada numa taxa constante de inalação de um indivíduo, considerando 2000 horas por ano no local de trabalho.

3.3 PRINCÍPIOS E FATORES DE PROTEÇÃO RADIOLÓGICA

3.3.1 Justificação

De acordo com o Princípio da Justificação, o primeiro dos três princípios básicos de radioproteção mencionados anteriormente, qualquer prática envolvendo radiação ionizante, ou irradiação de pessoas com radiação ionizante, deve ser justificada em relação a outras alternativas e produzir um benefício positivo para a sociedade, ou seja, o benefício em si supera qualquer possível dano associado ao emprego da radiação ionizante, levando em conta fatores sociais e econômicos, entre outros.

Algumas práticas como, por exemplo, a adição de materiais radioativos em produtos de uso doméstico ou pessoal tais como brinquedos, cosméticos, alimentos e bebidas são proibidas no Brasil e na maioria dos demais países.

Práticas consideradas frívolas como, por exemplo, o uso de jóias ou adornos contendo pedras que foram irradiadas, para fins de indução de cor, podem, também, não ser justificadas.

3.3.2 Otimização

Com exceção de práticas terapêuticas em medicina, quaisquer outras exposições à radiação devem ser otimizadas, ou seja, devem ser tão baixas quanto razoavelmente exeqüível (ALARA - As Low As Reasonably Achievable), levando-se em consideração fatores sociais e econômicos. Assim, a magnitude de doses individuais, a probabilidade de provocar exposições e o número de pessoas expostas devem ser minimizados.

O processo de otimização da proteção e segurança pode ser baseado em análises quantitativas, empregando técnicas de ajuda para tomada de decisão, ou até mesmo em análises qualitativas, desde que nessas análises sejam levados em consideração, com coerência, todos os fatores relevantes, de modo a contribuir para que os seguintes objetivos sejam alcançados:

a) determinação das medidas otimizadas de proteção e segurança para a circunstância em análise, levando em conta as opções de proteção e segurança disponíveis bem como a natureza, intensidade e probabilidade das exposições; e
b) estabelecimento de critérios, com base nos resultados da análise de otimização, para a restrição dos valores, bem como probabilidades de

exposições, por meio de medidas para prevenir acidentes e mitigar suas conseqüências.

Para demonstrar que um sistema de radioproteção está otimizado, devem ser detalhadas as opções tecnicamente disponíveis e determinados os respectivos custos, incluindo os custos de instalação e de operação durante a vida útil do sistema. A opção ótima será aquela que minimizar a seguinte expressão:

$$X + \alpha S$$

onde:
X - custo da radioproteção, em moeda nacional vigente;
S - compromisso de Dose Equivalente Efetiva Coletiva, em homem-sievert;
α - coeficiente monetário, em moeda corrente por homem-sievert, sendo adotado no país o valor equivalente a US$ 10.000/homem-sievert.

A demonstração de otimização de um sistema de radioproteção, ou seja, a análise custo-benefício, é dispensável quando o projeto do sistema assegura, em condições normais de operação, o cumprimento das três condições que se seguem:

- a Dose Equivalente Efetiva anual para trabalhadores não excede a 1 mSv (100mrem);
- Dose Equivalente Efetiva anual para indivíduos do público não ultrapassa a 10μSv (1mrem); e
- a Dose Equivalente Efetiva Coletiva integrada durante um ano não supera a 1 homem-sievert (100 homem-rem).

3.3.3 Limitação de Dose

De acordo com a filosofia de limitação da dose individual, nenhum trabalhador sujeito a radiações deve se exposto à radiação sem que:

(i) seja necessário;

(ii) tenha conhecimento dos riscos radiológicos associados ao seu trabalho; e

(iii) esteja adequadamente treinado para o desempenho seguro das suas funções.

Ademais, nenhum trabalhador ou indivíduo do público deve receber, por ano, doses superiores aos limites primários estabelecidos pelas Autoridades Competentes. A Norma CNEN-NE-3.01 determina, também, que:

a) gestantes não devem trabalhar em áreas controladas;
b) menores de 18 anos não devem ser trabalhadores sujeitos à radiação;

c) estudantes e estagiários maiores de 18 anos, cujas atividades não envolvam o emprego da radiação, bem como visitantes, não devem receber Doses superiores aos limites primários estabelecidos para o público nem devem ultrapassar 1/10 daqueles limites numa única exposição;
d) é proibida a adição de materiais radioativos em produtos de uso doméstico ou pessoal, bem como a importação de tais produtos contendo os referidos materiais radioativos.
e) em exposições deliberadamente ocorridas durante situações de emergência (no interesse de salvar vidas, por exemplo), somente podem participar trabalhadores que tenham recebido, previamente, informações sobre os riscos associados.
f) estudantes, aprendizes e estagiários entre 16 e 18 anos, cujas atividades envolvam o emprego de radiação, não devem receber, por ano, doses superiores a 3/10 dos limites primários para trabalhadores.

A Tabela 3.5 apresenta os limites primários anuais de Dose estabelecidos pela CNEN em 1988, baseada na Publicação ICRP-26.

Tabela 3.5 Limites Primários Anuais de Doses (CNEN-NE-3.01)

DOSE EQUIVALENTE	TRABALHADOR	INDIVÍDUO DO PÚBILCO
Dose equivalente efetiva	50 mSv (5 rem)	1 mSv (0,1 rem)
Dose equivalente para órgão ou tecido T	500mSv (50 rem)	1 mSv/w_T (0,1 rem/w_T)
Dose equivalente para pele	500 mSv (50rem)	50 mSv (5 rem)
Dose equivalente para o cristalino	150 mSv (15 rem)	50 mSv (5 rem)
Dose equivalente para extremidades (mãos, antebraços, pés e tornozelos)	500 mSv (50 rem)	50 mSv (5 rem)

Foram, também, estabelecidos, na citada Norma da CNEN, limites de radioatividade para leite em pó e outros produtos, limites derivados para contaminação de superfícies, limites de incorporação anual (LIA) bem como concentrações no ar derivadas, CAD, ou seja, limites de concentração no ar para cada radionuclídeo.

É oportuno ressaltar que estudos complementares realizados pela ICRP resultaram em recomendações para redução dos valores dos limites

primários de dose, conforme indica a Tabela 3.6 abaixo, mudanças estas que não foram, ainda, integralmente adotadas pelo Brasil.

Tabela 3.6 - Limites de Dose Equivalente Recomendados pelo ICRP

CATEGORIA	**LIMITE PRIMÁRIO ANUAL DE DOSE**	
	ICRP-26 (1987)	**ICRP-60 (1991)**
TRABALHADOR	50 mSv/ano	20 mSv/ano (a)
PÚBLICO	1 mSv/ano	1 mSv/ano (b)

(a) 20mSv/ano em qualquer período de 5 anos consecutivos, não podendo exceder 50mSv em ano algum.
(b) 1 mSv/ano. Em circunstâncias especiais, este limite pode representar o valor médio de um período de 5 anos.

3.3.4 - Controle de Exposição: Tempo, Distância e Blindagem

O controle da exposição à radiação, necessário para garantir o atendimento aos requisitos estabelecidos em normas de radioproteção, fundamenta-se em três fatores principais:

Tempo de Exposição - Prevenção de acúmulo desnecessário de Dose, pela redução do tempo de permanência na proximidade de fontes de radiação.

Distância da Fonte - Atenuação da radiação, baseada na lei do inverso do quadrado da distância; e

Blindagem - Atenuação da radiação, por meio de anteparos de concreto, chumbo, aço, alumínio, entre outros materiais.

3.3.4.1 Tempo de Exposição

A redução, tanto quanto possível, do tempo de permanência em áreas onde estão presentes fontes de radiação ionizante é uma maneira simples de evitar exposições desnecessárias, uma vez que a Dose acumulada é diretamente proporcional ao tempo de exposição a essa radiação (Dose = Taxa de Dose x Tempo).

3.3.4.2 Distância da Fonte

O aumento da distância entre uma fonte de radiação ionizante e um indivíduo é, também, uma solução simples para minimizar a Exposição, e, consequentemente, o acúmulo de Dose. No caso de fontes puntiformes, é valida a Lei do Inverso do Quadrado da Distância, qual seja:

$$D_1 / D_2 = (d_1 / d_2)^2$$

Onde D_1 e D_2 são as Taxas de Dose nas distância d_1 e d_2 da fonte, respectivamente.

Por exemplo, quando a distância de um indivíduo à fonte dobra, a Dose é reduzida a um quarto do seu valor inicial.

3.3.4.3 Blindagem

Quando os níveis de radiação permanecem altos, mesmo que, dentro do viável, seja mínimo o tempo de permanência em locais que possuam fontes emissoras de radiação e máxima a distância mantida dessa fonte, é necessário introduzir o fator blindagem, para fins de limitação de Dose. Acessórios como colimadores, biombos, aventais e óculos de proteção são exemplos de dispositivos empregados para minimizar a Exposição à radiação. A determinação da espessura e material adequado para confecção desses dispositivos depende do tipo (raios –X, raios gama, partículas alfa ou beta, nêutrons) e da intensidade da radiação (por exemplo, Atividade do material radioativo ou potência do equipamento emissor de raios-X), bem como do valor de Dose aceitável, após a atenuação pela blindagem.

Da mesma forma, para o cálculo da blindagem de uma instalação, são considerados os fatores mencionados anteriormente, sendo que, após a escolha dos materiais de construção, tanto da instalação em si como da blindagem adicional, calculam-se as espessuras, levando em conta, também, a localização dos equipamentos ou fontes emissores de radiação, as direções de incidência do feixe, o tempo de operação dos equipamentos ou manuseio das fontes radioativas bem como os fatores de ocupação da instalação e das áreas vizinhas, entre outros aspectos.

3.3.5 Segurança das Fontes de Radiação

As fontes emissoras de radiação ionizante devem ser mantidas em local seguro, de modo a evitar que sejam roubadas ou danificadas e, ainda, de

modo a prevenir seu uso não autorizado, minimizando, assim, a probabilidade de ocorrência de acidentes. Assim,

- o controle sobre a fonte de radiação não deve ser abandonado sem que sejam atendidos os requisitos especificados pela Autoridade Competente para tal fim;
- a fonte de radiação não deve ser transferida sem autorização específica válida;
- inventários periódicos deve ser realizado, de modo a confirmar que as fontes de radiação estejam em seus locais previamente designados e em segurança.

3.3.6 Proteção do Operador

Os indivíduos que empregam, em seu trabalho, fontes de radiação ionizante devem ter a sua disposição equipamentos de proteção adequados, incluindo, conforme aplicável, vestimentas apropriadas, como jalecos ou macacões, equipamentos de proteção respiratória, biombos para atenuação das radiações, aventais de chumbo e outras blindagens específicas para determinados órgãos, luvas e sapatilhas.

As condições de trabalho devem ser as mais intrinsicamente seguras possíveis, isso podendo ser alcançado pela adoção de boas práticas de engenharia (dispositivos elétricos e mecânicos de controle do acesso à fonte, por exemplo) de modo a minimizar a necessidade de implementação de procedimentos administrativos ou de emprego de equipamentos de proteção individual para proteção e segurança durante operação normal.

3.3.7 Treinamento

As pessoas envolvidas em atividades com fontes de radiação devem estar adequadamente treinadas de modo a assimilar a necessidade de respeitar os regulamentos de segurança radiológica, estando sempre cientes dos riscos associados ao emprego de radiações ionizantes.

Dentro do contexto de uma cultura de segurança, programas de treinamento e reciclagem devem ser periodicamente ministrados, de modo a encorajar uma atitude de aprendizado e questionamento quanto aos aspectos de segurança radiológica, desestimulando atitudes complacentes e colocando em perspectiva que assuntos relacionados à proteção e segurança devem receber a prioridade compatível com sua importância, tendo em mente a saúde do trabalhador e do público em geral bem como a preservação do meio ambiente.

3.4 NOÇÕES DE CÁLCULO DE BLINDAGEM

3.4.1Radiação Gama

Quando um feixe de raios gama monoenergéticos colimados passam através de um material absorvedor de espessura variável, observa-se uma atenuação exponencial desses raios. Cada um dos processos de interação com a matéria remove fótons do feixe, ou por absorção ou por espalhamento, e pode ser caracterizado por uma probabilidade fixa de ocorrência por unidade de comprimento (espessura) do material absorvedor. A soma das probabilidades de ocorrência desses processos é simplesmente a probabilidade, por unidade de comprimento, de que o fóton seja removido do feixe e é chamada coeficiente linear de atenuação total, μ.. O número de fótons transmitidos (I) é, então, dado em termos do número de fótons sem a presença do absorvedor, I_0 , por

$$I = I_0 \,.\, \exp(-\mu.x)$$

O emprego do coeficiente linear de atenuação apresenta a desvantagem deste variar com a densidade do meio absorvedor. Assim, o coeficiente de atenuação mássico, $\mu./\rho$, onde ρ representa a densidade do meio, é mais amplamente empregado para expressar a lei da atenuação exponencial.

$$I = I_0 \,.\, \exp[\,(-\mu./\rho).\rho.x\,]$$

O produto $\rho.x$, conhecido por espessura mássica do absorvedor ou da blindagem, é o parâmetro que determina o grau de atenuação (uma vez que $\mu./\rho$ é praticamente constante para diversos materiais), e vem sendo historicamente expresso em mg/cm^2.

A lei de atenuação exponencial para o feixe incidente supõe que os fótons espalhados pelo efeito Compton são totalmente desviados do feixe transmitido na direção de detecção. Ou seja, sua característica essencial é que somente raios gama da fonte que não interagem com o meio podem ser detectados. No entanto, isso somente ocorre no caso de feixe colimado e espessura fina de blindagem, requisitos conhecidos como boa geometria.

Na realidade, no entanto, o detetor pode registrar tanto os raios gama diretamente incidentes como aqueles que foram espalhados mas retornam à direção de detecção ou, mesmo, outros tipos de radiação secundária. Assim, o sinal detectado será maior do que aquele que seria, sob condições de boa geometria. Essa situação é normalmente contornada pela introdução de um fator de correção, conhecido por fator de Build-up, que depende da

energia da radiação incidente, E_{γ} , bem como da espessura e do coeficiente de atenuação do meio absorvedor.

$$I = I_0 . B(x, E_{\gamma}) \exp [(-\mu./\rho).\rho.x]$$

Para fontes pontuais, uma boa aproximação para o cálculo da taxa de Dose pode ser feita por meio da utilização da constante específica de radiação gama, Γ, bem como uma energia média para a determinação do fator de Build-up. No caso de ser desprezível o fator de Build-up, a Taxa de Exposição é dada por:

$$\dot{X} = \Gamma A/d^2 \text{ (R/h)}$$

e, conforme visto anteriormente, está relacionada à Taxa de Dose no ar por:

$$\dot{D} = 0,86. \dot{X}$$

Valores da constante específica da radiação gama, também conhecida como "gamão", são apresentados, na Tabela 3.7, para alguns radionuclídeos.

Um outro conceito bastante importante no cálculo simplificado de blindagem é o de camada semi-redutora (CSR), que corresponde à espessura necessária para reduzir a intensidade do feixe à metade do valor inicial, estando relacionada com o coeficiente de atenuação μ da maneira exposta a seguir.

A lei de atenuação exponencial pode ser expressa como

$$I = I_0 \exp (-\mu x)$$

Quando $I = I_0 /2$, pode ser facilmente demonstrado que

$$CSR = \ln 2/\mu$$

A Camada Deci-Redutora (CDR), ou seja, a espessura necessária para atenuar em 1/10 o feixe de fótons incidentes, é também muito utilizada no cálculo de espessura de blindagem.

Ainda outro parâmetro empregado para estimar a espessura do material de blindagem é o Fator de Redução, FR (ou fator de atenuação), definido pela relação

$$FR = I_0/I$$

podendo ser facilmente mostrado que, para n camadas semi-redutoras (CSR),

$$FR = 2^n$$

ou, ainda, para m camadas deci-redutoras (CDR).

$$FR = 10^m$$

A espessura do material de blindagem, para um determinado fator de redução, FR, é dada por:

$$x = m \cdot CDR$$

ou

$$x = n \cdot CSR$$

Tabela 3.7 Constantes Específicas de Radiação Gama (Gamão)

RADIONUCLÍDEO	GAMÃO - $(R.m^2)/(Ci.h)$
Sódio-22	1,20
Sódio-24	1,84
Cobalto-57	0,09
Cobalto-60	1,32
Tecnécio-99m	0,06
Iodo-125	0,004
Iodo-131	0,22
Césio-137	0,33
Irídio-192	0,48
Rádio-226 *	0,82

* fonte envolta por 0,5 mm de platina

Tabela 3.8 Camadas Semi-Redutoras e Camadas Deci-Redutoras

RADIONUCLÍDEO	MATERIAL DE BLINDAGEM					
	Chumbo (cm)		Concreto (cm)		Ferro (cm)	
	CSR	CDR	CSR	CDR	CSR	CDR
Sódio-24	1,32	4,9	6,88	22,85	2,14	7,1
Cobalto-60	1,0	3,3	5,2	17,3	1,66	5,5
Tecnécio-99m	0,07	0,23	1,27	4,22	0,39	1,3
Iodo-125	0,01	0,03	0,26	0,86	0,08	0,27
Iodo-131	0,25	0,83	3,02	10,0	0,93	3,1
Césio-137	0,53	1,76	3,77	12,5	1,19	3,95
Irídio-192	0,24	0,8	2,98	9,9	0,92	3,1
Rádio-226	0,09	0,3	1,58	5,25	0,48	1,6
Am-241	0,02	0,07	0,39	1,3	0,12	0,4

O fator de Build-up pode ser estimado, com boa aproximação, por fórmulas semi-empíricas, como a fórmula de Taylor a seguir.

$$B(\mu, x) = A_1 . \exp(-\alpha_1.\mu.x) + (1 - A_1) . \exp(-\alpha_2.\mu.x)$$

sendo,

x - espessura do meio, em cm;

μ - soma dos coeficientes de atenuação linear (fotoelétrico, compton e produção de pares), em cm^{-1}, obtido multiplicando-se o coeficiente de atenuação mássico (Tabela 3.9) pela densidade do respectivo meio.

Os parâmetros A_1, α_1 e α_2, que são coeficientes empíricos e variam em função da energia e do tipo de material de blindagem, estão tabelados (ver Tabela 3.10).

Tabela 3.9 – Coeficiente de Atenuação Mássico (cm^2/g)

Material	**Energia do gama em MeV**						
	0,4	**0,5**	**0,6**	**0,8**	**1,0**	**1,25**	**1,50**
Chumbo	0,208	0,145	0,114	0,0836	0,0684	0,0569	0,0512
Ar	0,0953	0,0868	0,0804	0,0706	0,0655	0,0567	0,0517
Concreto	0,0954	0,0870	0,0804	0,0706	0,0635	0,0567	0,0517
Pele	0,1000	0,0936	0,0867	0,0761	0,1683	0,0600	0,0556

Tabela 3.10 - Constantes do Fator de Build-up, para Diversos Meios

Material	**Energia (MeV)**	**A_1**	**$-\alpha_1$**	**α_2**
Água	0,5	100,845	0,12687	-0,10925
	1,0	19,601	0,09037	-0,02522
	2,0	12,612	0,05320	0,01932
Concreto	0,5	38,225	0,14824	-0,10579
	1,0	25,507	0,07230	-0,01843
	2,0	18,089	0,04250	0,00849
Alumínio	0,5	38,911	0,10015	-0,06312
	1,0	28,782	0,06820	-0,02973
	2,0	16,981	0,04588	0,02721
Ferro	0,5	31,379	0,06842	-0,03742
	1,0	24,957	0,06086	-0,02463
	2,0	17,622	0,04627	0,00526
Chumbo	0,5	1,677	0,03084	0,30941
	1,0	2,984	0,03503	0,13486
	2,0	5,421	0,03482	0,04379

3.4.2 Raios-X

Os raios-X são gerados quando elétrons em alta velocidade são desacelerados no material de um alvo, por meio de colisão.

A tensão de um aparelho de raios-X , dada em kV, refere-se à diferença de potencial entre o anodo e o catodo, sendo a corrente contínua gerada no tubo expressa em mA.

A maioria dos elétrons que se choca com o alvo atinge os elétrons orbitais dos átomos do alvo, transferindo sua energia. No entanto, a geração de raios-X é acompanhada pela produção de grande quantidade de calor, sendo que apenas 1% da energia total dos elétrons que colidem com o alvo é efetivamente utilizada na produção de raios-X. Assim sendo, há duas maneiras para aumentar a geração de raios-X:
- aumentando a corrente do tubo (aumentando o número de elétrons);
- aumentando a tensão do tubo (aumentando o rendimento, ou seja, a porcentagem de elétrons que geram raios-X).

Como os raios-X são emitidos em todas as direções a partir do alvo, o tubo é envolvido por uma blindagem, denominada blindagem de cabeçote, sendo esta provida de uma pequena janela por onde os fótons podem escapar para fora do tubo, constituindo, assim o feixe útil.

Por questões de ordem prática aliadas à radioproteção, a blindagem do cabeçote é projetada de modo a não permitir que a radiação de fuga exceda determinado valor a um metro do equipamento. Para raios-X diagnóstico, esse valor é 1 mGy/h.

Para o cálculo de blindagem, dois tipos de barreiras são consideradas: aquela irradiada pelo feixe útil e aquela que recebe a radiação espalhada pela superfície irradiada, somada à radiação de fuga do cabeçote, esta última sempre presente, sendo importantes os seguintes parâmetros:

W: Carga de trabalho (mA.min/semana);
U: fator de uso do equipamento; e
T: fator de ocupação.

A carga de trabalho representa o somatório dos produtos da corrente pelo tempo, na semana. O fator de uso indica a percentagem de carga de trabalho semanal para uma determinada direção do feixe primário, ou seja,a fração de tempo que o equipamento emite radiação em uma dada direção, e o fator de ocupação indica a fração de tempo que determinados indivíduos permanecem em um dado local.

Considerando, então, o fator Kux como sendo o número de Roentgens por miliAmpere.minuto, em uma semana e a um metro, pode-se calcular a dose semanal P que um indivíduo estaria submetido em função da distância do equipamento de raios-X.

$$P = W\ U\ T\ Kux/d^2 \qquad \text{(radiação direta)}$$

Conhecendo-se o valor de Kux, pode-se estimar a espessura desejada de chumbo para prover a necessária blindagem por meio de curvas de atenuação (ver Figuras 3.1 e 3.2) ou, ainda, por meio de cálculos para determinar o necessário número de camadas semi-redutoras ou décimo-redutoras.

Tabela 3.11 Camadas Semi-Redutoras e Décimo-Redutoras para Raios–X

Tensão (kV)	**Chumbo (mm)**		**Concreto (cm)**	
	CSR	CDR	CSR	CDR
50	0,06	0,17	0,43	1,5
70	0,17	0,52	0,84	2,8
100	0,27	0,88	1,60	5,3
125	0,28	0,93	2,00	6,6
150	0,30	0,99	2,24	7,4
200	0,52	1,70	2,50	8,4
250	0,88	2,90	2,80	9,4
300	1,47	4,80	3,10	10,4
400	2,50	8,30	3,30	10,9
500	3,60	11,90	3,60	11,7

No caso de aparelhos de raios-X com tensão de operação inferior a 500 kV, a espessura de blindagem para radiação espalhada é significativa e pode ser calculada de modo similar ao empregado para radiação direta, sendo que:

$$(Kux)_{sec} = (P\ .\ d\ .\ d_{sec}\ .\ 400) / (\ a\ .\ W\ .\ T\ .\ F) \qquad \text{(radiação secundária)}$$

onde:
d - distância entre o foco e a peça ou superfície radiografada, m;
d_{sec} - distância secundária (superfície espalhadora até o ponto a ser protegido), m;
F - tamanho do campo na superfície radiografada (área de irradiação), cm^2;
a - fator de correção para o ângulo de espalhamento, Tabela 3.12.

Tabela 3.12 Fator de Correção (a) para o Espalhamento de Raios-X

Tensão (kV)	Ângulo de espalhamento, em graus					
	30	45	60	90	120	135
50	0,0005	0,0002	0,00025	0,00035	0,0018	0,0010
70	0,00065	0,00035	0,00035	0,0005	0,0010	0,0013
100	0,0015	0,0012	0,0012	0,0013	0,0020	0,0022
125	0,0018	0,0015	0,0015	0,0015	0,0023	0,0025
150	0,0020	0,0016	0,0016	0,0016	0,0024	0,0026
200	0,0024	0,0020	0,0019	0,0019	0,0027	0,0028
250	0,0025	0,0021	0,0019	0,0019	0,0027	0,0028
300	0,0026	0,0022	0,0020	0,0019	0,0026	0,0028

3.4.3 Partículas β

As partículas beta não são tão fáceis de serem estudadas quanto as partículas alfa, uma vez que são emitidas num espectro continuo de energia, sendo, portanto, difícil associar um alcance.

Entretanto, é comum associar uma energia média beta a 1/3 da energia máxima do beta emitido.

Na realidade, o valor da energia média das partículas beta é função da energia máxima, E_{max}, e do número atômico, Z.

São apresentados na Tabela 3.13, a seguir, valores para a energia média de alguns radioisótopos, calculados empiricamente e/ou medidos experimentalmente, utilizando ou um calorímetro ou uma câmara de ionização.

Tabela 3.13 – Energias dos Principais Emissores Beta

Radioisótopo	Z	E_{max} (MeV)	$E_{média}$ (MeV)	Métodos
H-3	1	0,01795	0,0057 0,0055	Calorímetro e Calculado
C-14	6	0,155	0,047 0,049	Calorímetro e Calculado
Na-24	11	1,390	0,57 0,55	Câmara de Ionização e Calculado
P-32	15	1,70	0,68 0,69 0,69	Calorímetro, Câmara de Ionização e Calculado
Sr-90	38	0,536	0,198	Calculado

O fluxo de partículas beta a uma determinada distância r da fonte emissora pode ser calculado, por aproximação, da mesma forma que para radiação gama, ou seja :

$$\phi_\beta = A\ e^{-\mu x} / 4\ \pi\ r^2$$

onde:
A - atividade da fonte, em Bq;
r - distância, em cm;
ϕ_β - fluxo, em beta/cm^2 . s;
μ/ρ - coeficiente de atenuação mássico do material, dado por:

$$\mu/\rho = 22/E_{max}{}^{1.33} \quad (cm^2/g)$$

para 0,5 MeV < E_{max} < 6 MeV

Para o caso em que o material de blindagem é o alumínio, os valores de μ/ρ em função de E_{max} são apresentados na Tabela 3.14.

Tabela 3.14 Relação entre Coeficientes de Atenuação Mássico e Energias Beta Máximas, para o Alumínio

μ/ρ (cm^2/g)	E_{max} (keV)	μ/ρ	E_{max} (keV)
256	150	9,9	1200
182	200	7,9	1400
98	300	6,5	1600
59	400	5,7	1800
39	500	4,9	2000
29	600	4,6	2200
23	700	4,1	2400
18,6	800	3,7	2700
13	1000	3,3	3000

A taxa de dose beta no ar pode, então, ser calculada da mesma maneira que para fontes gama, observando, apenas, o fato da aproximação para a energia média, ou seja:

$$\dot{D} = \phi_\beta . E_{media} . \mu_{abs}/\rho$$

para valor de r inferior ao alcance das partículas beta.

$$D = \frac{168,35 \cdot A \cdot \exp(-\mu.x) \cdot E_{média.}(\mu/\rho)}{r^2}$$

onde
D - dose (rad);
A - atividade (mCi);
$E_{média}$ - energia média (MeV);
r - raio (cm).

3.4.4 Nêutrons

Ao contrário dos raios gama, que interagem com as camadas eletrônicas, a interação do nêutron se dá com o núcleo do átomo da barreira, uma vez que, por ser uma partícula que possui carga elétrica nula, consegue facilmente atravessar as camadas eletrônicas do átomo, sem interagir com as forças Coulombianas.

Uma vez que não existe, na natureza, emissor de nêutrons com meia-vida significativa, radionuclídeos são produzidos artificialmente para a geração de nêutrons. O califórnio 252, por exemplo, que possui meia-vida da ordem de 2,65 anos, é um isótopo transurânico que fissiona uma vez a cada 31 desintegrações (α), sendo 3,76 o número médio de nêutrons emitido por fissão.

Os elementos leves, por possuírem uma quantidade maior de átomos por cm^3, conforme exemplificado a seguir, são mais eficientes para atenuar nêutrons do que os elementos pesados.

Assim, em 18 gramas de água, cuja densidade é 1 g/cm^3, existem $6,02 \times 10^{23}$ moléculas ou $3 \times 6,02 \times 10^{23}$ átomos, ou seja:

$$3 \times 6,02 \times 10^{23} / 18 = 10^{22} \text{ átomos/cm}^3$$

Já em 207 gramas de chumbo, cuja densidade é 11,35 g/cm^3, existem $6,02 \times 10^{22}$ átomos, ou seja:

$$6,02 \times 10^{23} \times 11,35/207 = 0,33 \times 10^{21} \text{ átomos/cm}^3$$

A energia que os nêutrons possuem é bastante importante na determinação do tipo de interação dessas partículas com a matéria, sendo, portanto, um parâmetro empregado para sua classificação, conforme se segue:

- nêutrons térmicos ->cuja energia é da ordem de 0.025 eV;
- nêutrons lentos -> cuja energia é igual ou inferior a 1 keV;

- nêutrons epitérmicos -> cuja energia encontra-se na faixa entre 1 keV e 500 KeV; e
- nêutrons rápidos -> cuja energia é maior do que 500 keV.

A probabilidade de interação de nêutrons com o núcleo de um átomo é representada pela chamada seção de choque σ (seção de choque microscópica) que está relacionada à área projetada do núcleo de um átomo (cm^2). O fato dessa área ser muito pequena fez com que fosse definida uma nova unidade, chamada barn, igual a 10^{-24} cm^2.

Os principais mecanismos de interação do nêutron com a matéria são:

(a) σse - Espalhamento Elástico (n,n) $\Rightarrow$ Quando a energia cinética e a quantidade de movimento da partícula incidente e das emergentes é conservada. Em alguns casos, o nêutron pode ser temporariamente absorvido pelo núcleo e depois expelido. Esta interação é chamada espalhamento ressonante e é responsável pelo pico existente na seção de choque de espalhamento elástico.
(b) σsi - Espalhamento Inelástico (n,n'), (n,n',γ), (n,2n) $\Rightarrow$ Ocorre principalmente com nêutrons rápidos, quando o núcleo é elevado para um nível excitado e este excesso de energia pode ser removido por meio de uma emissão gama ou, ainda, o núcleo pode permanecer durante um certo tempo nesse estado, chamado isomérico. Como os elementos leves possuem níveis de energia de excitação da ordem de MeV, ou mais elevados, o processo de termalizacäo de nêutrons é função, principalmente, do choque elástico. No caso de elementos pesados, os níveis de excitação do núcleo são da ordem de 0,1 MeV e o choque inelástico passa a ser o dominante nesse processo.
(c) σac - Captura Radioativa (N,γ) $\Rightarrow$ Esta é a reação mais comum envolvendo nêutrons térmicos e ocorre quando o núcleo absorve um nêutron e o novo isótopo formado decai para o nível fundamental ou nível zero (não excitado) emitindo um raio gama. Ocorre, também, com nêutrons epitérmicos, sendo, neste caso, chamada captura ressonante
(d) σap - Captura Com Emissão De Partícula $\Rightarrow$ A captura de um nêutron pelo núcleo da origem a um núcleo composto que, por sua vez, decai emitindo uma partícula carregada. A reação com o boro é bastante utilizada nos detetores do Tipo BF3 para detecção de nêutrons térmicos, uma vez que cada partícula alfa emitida corresponde a um nêutron absorvido.
(e) σf - Fissão $\Rightarrow$ O núcleo de um elemento pesado, ao absorver um nêutron, se divide em dois ou mais fragmentos de fissão, emitindo cerca de 2,5 nêutrons por desintegração. Ocorre, por exemplo, com nêutrons

térmicos em átomos de U-235 e U-233, bem como com nêutrons rápidos em átomos de Th-232 e U-238.

Considerando um feixe colimado de nêutrons monoenergéticos, o fator de atenuação de um meio em função de sua espessura x, à semelhança da atenuação de fótons , é dado por:

$$FR = \exp(-\sigma N x)$$

onde N, a densidade atômica (átomos/cm^3) é dada por

$$N = 6{,}02 \cdot 10^{23} \cdot \rho / M$$

sendo:
M - número de massa, em g ; e
ρ - densidade do meio, em g/cm^3.

Como, por definição $\sigma N = \Sigma$, também chamada seção de choque macroscópica, dada em cm^{-1}, o fluxo de nêutrons, I, resultante de sua penetração em uma distancia r de uma barreira, em função de um fluxo de nêutrons incidentes colimados, I_0, é dado por:

$$I = I_0\, e^{-\Sigma x}$$

Considerando uma fonte de nêutrons pontual e isotrópica e desprezando a atenuação no ar, o fluxo a uma distância r da fonte, após a penetração x em um meio pode ser dado aproximadamente por:

$$\phi = A \cdot e^{-\Sigma x} / (4 \cdot \pi \cdot r^2)$$

onde A é a atividade da fonte.

Para elementos com número de massa (M) maior do que 10, o valor de σ pode ser dado aproximadamente por:

$$\sigma = 0{,}35 \cdot M^{0{,}42} \text{ barn}$$

A Tabela 3.15 apresenta valores das seções de choque para alguns elementos mais importantes.

Tabela 3.15 Seções de Choque para Nêutrons Rápidos

Material	σr (barn/átomo)	∑r(1/cm)
Alumínio	1,31	0,079
Berílio	1,07	0,128
Grafite	0,72	0,058
Hidrogênio	1,00	0,602
Ferro	2,00	0,170
oxigênio	1,00	

Para conversão de fluxo de nêutrons (nêutrons/cm^2.s) em Taxa de Dose (mrem/h), emprega-se o fator de multiplicação dado na Tabela 3.16 em função da energia do nêutron.

Tabela 3.16 -Fatores de Conversão (Fluxo ⇒ Dose)

Energia do nêutron	Fator
0,02 eV	1/480
0,0001 MeV	1/240
0,005 MeV	1/240
0,02 MeV	1/160
0,1 MeV	1/53
0,5 MeV	1/14,7
1,0 MeV	1/8,7
2,5 MeV	1/8,7
5,0 MeV	1/6,7
7,5 MeV	1/5,3
10,0 MeV	1/4,8

As reações nucleares de fissão não são as únicas fontes de nêutrons existentes, sendo a reação (α,n) também utilizada para a geração de nêutrons. De um modo geral, é necessário uma energia mínima da partícula alfa de 3.7 MeV para iniciar uma reação.

As fontes α mais utilizadas, Am-241, Po-210 e Ra-226, ao bombardearem elementos leves, tais como boro, berílio e lítio, produzem nêutrons.

O berílio, por exemplo, gera um espectro de nêutrons com energias de até 11 MeV, ao passo que o boro e o lítio geram nêutrons com energias bem mais baixas.

O rendimento de tais fontes de nêutrons é bastante baixo, podendo variar de 2 . 10^3 n/s por mCi de Am-241 (Am-Be) a 1,3 . 10^4 n/s por mCi de Ra-226 (Ra-Be).

3.5 TIPOS DE FONTES E MODOS DE EXPOSIÇÃO

As aplicações de radiações ionizantes em medicina, indústria, ensino e pesquisa científica abrangem a utilização de diferentes tipos de fontes radiativas, seladas e não seladas ou abertas bem como fontes emissoras de radiação ionizante, como equipamentos de raios-X e aceleradores de partículas. No campo da pesquisa biológica, por exemplo, os radioisótopos são uma ferramenta de trabalho importante sempre que se faz necessário marcar uma molécula cujo destino se tem interesse em acompanhar, seja numa reação química ou biológica. Dentre os diversos programas de pesquisa desenvolvidos mundialmente com o emprego de radioisótopos, merecem ser citados:
- aumento de eficiência na produção da safra ;
- produção de sementes resistentes a doenças;
- determinação da eficiência de consumo de fertilizantes e otimização da fixação de nitrogênio;
- controle ou erradicação de infestações de pestes por insetos;
- melhoria da produtividade e saúde de animais domésticos;
- preservação de alimentos;
- estudos hidrológicos (lençóis freáticos e águas de superfície);
- pesquisas médica e biológica.

3.5.1 Fontes Seladas

A fonte selada é um material radioativo solidamente incorporado em matéria sólida inativa ou, ainda, contido em cápsula inativa hermeticamente fechada, de tal forma que não se disperse em condições normais de uso ou quando submetida a ensaios específicos (impacto, percussão, flexão, térmico). Uma fonte selada só pode ser aberta por meio de sua destruição.

As fontes seladas são amplamente empregadas para a realização das seguintes técnicas típicas:

- técnicas radiográficas ⇒ gamagrafia industrial, radiografias beta e de nêutron.
- técnicas de medição ⇒ medidores de nível, densidade, espessura, umidade.
- técnicas de irradiação ⇒ esterilização de produtos clínicos, preservação de alimentos, radioterapia, braquiterapia.

- técnicas analíticas ⇒ análises químicas de rotina, análise de traços de elementos, análise de minérios no campo, determinação de constituintes de ligas.
- outras técnicas ⇒ detetores de fumaça, eliminadores de estática, pára-raios, baterias nucleares (marca-passos).

Os principais radioisótopos empregados em fontes seladas são:
Fontes gama: Co-60; Cs-137; Ir-192; Ra-226.
Fontes beta: P-32; Kr-85; Sr-90; Tl-204.
Fontes de nêutrons: Po-210, Sb(214), Ac-227, Ra-226, Pu-239, Am-241 (todas em combinação com o Be) e Cf-252.
Fontes de ionização (geralmente envolvendo emissão de bremsstrahlung ou partículas alfa): H-3 (com Ti); Ra-226; Am-241.

3.5.2 Fontes Não Seladas

As fontes não seladas são normalmente utilizadas como traçadores ou para marcar compostos ou, ainda, para marcar uma parte de um sistema, podendo este ser desde um processo industrial a uma função biológica. Então, por meio de um detector sensível, é possível acompanhar o traçador ou o item marcado através do sistema ou conduzir ensaios quantitativos em amostras retiradas do sistema em estudo.

Aplicações industriais típicas incluem medidas de vazão e eficiência de filtração de gases, medida de velocidade de líquidos e gases em tubulações, determinação do tempo de residência de líquidos e sólidos particulados em equipamentos, detecção de vazamento em tubulações, avaliação de desgaste de equipamentos, entre outras.

Na área médica, fontes não seladas são empregadas para a avaliação do funcionamento de diversos órgãos, podendo ser usadas ‘in vivo’, ou seja, administrando um radiofármaco e subseqüentemente examinando o paciente ou, ainda, ‘in vitro, ou seja, retirando uma amostra do paciente e usando traçadores radioativos para análise subseqüente e diagnóstico (radioimunoensaio)

Ainda na área médica, radiofármacos são empregados para fins terapêuticos como, por exemplo, no tratamento de câncer na tireóide.

A Tabela 3.17 apresenta os radionuclídeos mais freqüentemente utilizados em pesquisa, bem como as quantidades típicas empregadas.

Tabela 3.17 – Principais Radionuclídeos usados em Pesquisa

Radionuclídeo/Emissor	Meia-vida	Aplicações e Quantidades Típicas
H-3 (β puro)	12,35 anos	Biologia e Hidrologia < 50 GBq
C-14 (β puro)	5730 anos	Biologia < 1 GBq
P-32 (β puro)	14,3 dias	Biologia e Agricultura < 50 MBq
S-35 (β puro)	87,2 dias	Biologia < 5 GBq
Fe-59 (βγ)	44,5 dias	Biologia < 50 MBq
Kr-85 (βγ)	10,72 anos	Engenharia ---
Br-82 (βγ)	35,3 horas	Hidrologia ---
Tc-99m (βγ)	6,02 horas	Biologia < 500 MBq
I-125 (βγ)	60,1 dias	Biologia < 500 MBq
I-131 (βγ)	8,02 dias	Biologia < 50 MBq

3.5.3 Aparelhos de Raios-X e Aceleradores

Os raios-X têm inúmeras aplicações nas áreas industrial e médica, abrangendo técnicas de radiografia industrial e de diagnóstico médico, técnicas analíticas de fluorescência para obter informações sobre elementos presentes numa amostra, técnicas de medida de espessura de revestimentos por fluorescência e de determinação do nível de líquidos em latas e, ainda, em técnicas de irradiação, ressaltando-se a teleterapia, empregada para o tratamento de uma variedade de cânceres.

Os aceleradores de partículas, por meio de processos baseados em campos elétricos, campos magnéticos e ondas eletromagnéticas, são capazes de gerar feixes de partículas altamente energéticos. Os aceleradores de elétrons, por exemplo, geralmente aceleradores lineares, produzem feixes de elétrons ou Raios-X dentro do intervalo de 4 a 40 MeV, sendo empregados tanto em medicina como em indústria e pesquisa.

Os ciclotrons são dispositivos capazes de acelerar prótons, dêuterons e partículas alfa, sendo que as energias obtidas para essas partículas chegam até 15 MeV, 25 MeV e 50 MeV, respectivamente.

3.6 IRRADIAÇÃO E CONTAMINAÇÃO

É comum, entre pessoas leigas, confundir os conceitos de irradiação e de contaminação. Na prática, o termo irradiação é empregado para indicar a

exposição externa de organismos, parte de organismos ou, mesmo, materiais, à radiação ionizante. Já o termo contaminação refere-se à presença indesejável de material radioativo em (dentro de) um organismo ou material ou, ainda, em suas superfícies externas.
Assim, a irradiação externa de um corpo animado ou inanimado pode ocorrer à distância, sem necessidade de contato íntimo com o material radioativo.

A contaminação, no entanto, implica no contato com o material radioativo de uma fonte não selada, ou que tenha perdido a selagem, e sua subseqüente incorporação por pessoas (ingestão, inalação) ou deposição em superfícies (pele, bancadas, pisos, vidraria, etc.).

Por outro lado, pessoas e objetos contaminados estão sujeitos à irradiação causada pela emissão de radiação pelo material radioativo incorporado, ou depositado na superfície, e podem, por sua vez, provocar, a distância, irradiação externa de pessoas ou objetos ou, ainda, podem transferir, por contato, parte de sua contaminação superficial.

A exposição interna devido à inalação ou ingestão de material radioativo pode causar danos ao organismo, danos estes cuja gravidade varia em função do tipo de emissor (α ou β) e da associada Transferência Linear de Energia (TLE), da taxa de absorção de materiais radioativos pelos órgãos, da solubilidade dos radionuclídeos e de sua taxa de transferência para os fluidos do corpo, bem como da meia-vida biológica.

A meia vida biológica, $t_{1/2\ biológica}$, é definida como sendo o tempo necessário para que a quantidade de material radioativo presente no organismo seja fisiologicamente reduzida à metade. Assim, o efeito combinado do decaimento radioativo (meia-vida física), $t_{1/2}$, com o de excreção fisiológica pelo organismo, $t_{1/2\ efetivo}$, é expresso pela relação:

$$1 / t_{1/2\ efetivo} = 1/t_{1/2} + 1/ t_{1/2\ biológica}$$

3.7 REGRAS BÁSICAS DE RADIOPROTEÇÃO

O objetivo maior da radioproteção é evitar a exposição desnecessária do indivíduo à radiação ionizante. Para tanto, algumas regras básicas, fundamentadas essencialmente no bom senso, devem ser seguidas pelos usuários de fontes de radiação ionizante de modo a reduzir a exposição externa e evitar tanto a contaminação como a incorporação de material radioativo, seja por inalação ou ingestão.

Um programa de proteção radiológica efetivo deve estar fundamentado em seis constituintes básicos:

1) a Instituição como um todo e seu corpo gerencial devem assumir um compromisso com a segurança, ou seja:
a estrutura gerencial deve ser eficiente, as autoridades, responsabilidades e descrições de tarefas devem estar claramente designadas e documentadas, os recursos para a área de segurança devem ser adequados e todos os empregados devem Ter um compromisso com o princípio de manter as doses de radiação tão baixas quanto razoavelmente exeqüível (ALARA).

2) a seleção e o treinamento de pessoal devem ser bem sucedidos, ou seja:
os critérios para seleção de pessoal devem ser apropriados às metas da Instituição e o treinamento após a admissão deve possuir um conteúdo programático adequado, levando em conta as necessidades de proteção radiológica identificadas para cada posto de trabalho.

3) o controle da radioproteção ocupacional deve ser efetivo, ou seja:
as fontes de radiação devem ser adequadamente mantidas sob controle, a proteção física deve ser adequada, os controles de área e de trabalhadores devem ser efetivos e um programa de avaliação freqüente dos resultados de monitoração de áreas e de dosimetria individual bem como da adoção de procedimentos apropriados deve ser posto em prática.

4) o controle da radioproteção de indivíduos do público deve ser efetivo, ou seja, as fontes potenciais de exposição do público à radiação devem ser identificadas e precauções devem ser tomadas para evitar tais exposições, implicando, em geral, no controle adequado da fonte de radiação e na eliminação controlada de rejeitos radioativos. Os critérios para limitar a dose de radiação dos indivíduos do público devem ser bem estabelecidos e documentados.

5) o plano para atuação em situações de emergência deve ser efetivo, ou seja, embora acidentes, por definição, não possam ser planejados, as conseqüências de um acidente podem ser minimizadas pela identificação e avaliação de situações de acidentes potenciais e conseqüente elaboração de um plano de resposta.

6) o programa de garantia da qualidade deve estar implementado, ou seja:
os componentes que requerem garantia formal da qualidade devem ser identificados, assim como devem ser identificados os padrões de segurança

aplicáveis, devendo ser estabelecido um regime de avaliação adequado do seu atendimento.

Algumas regras práticas para evitar exposição desnecessária à radiação em práticas envolvendo o uso de materiais radioativos são apresentadas a seguir.

a) não comer, beber, fumar, se maquiar ou mesmo se pentear no laboratório;

b) usar vestimenta de proteção (jaleco) e, se necessário, sapatilhas em áreas onde experimentos com radionuclídeos estão sendo conduzidos mas removê-los antes de ter acesso a áreas livres;

c) usar luvas cirúrgicas em caso de risco significativo de contaminação das mãos. A colocação e remoção dessas luvas devem ser feitas de tal forma que sua parte interna não entre em contato com a parte externa, de modo a prevenir contaminação da pele. Quando não mais necessário sua utilização, as luvas devem ser removidas uma vez que elas passam a constituir uma fonte de contaminação de vidrarias, equipamentos, maçanetas, etc;

d) não pipetar soluções radioativas com a boca;

e) óculos protetores, para prevenir que emissões β atinjam o cristalino devem ser sempre usados em áreas de altas doses de radiação;

f) lenços de papel devem estar sempre disponíveis para serem usados como um meio preliminar de descontaminação;

g) todas as práticas que envolvam o emprego de materiais radioativos voláteis, aquecimento ou decomposição devem ser conduzidas em capelas com velocidade de sucção de ar da ordem de 1m/s;

h) quaisquer práticas envolvendo material radioativo que possam gerar poeira devem ser conduzidas em caixas de luvas, preferencialmente mantidas a uma pressão um pouco inferior à pressão atmosférica. O sistema de exaustão deve ser provido de filtro para coletar partículas radioativas, especialmente no caso de materiais emissores α;

i) todas as práticas laboratoriais devem ser conduzidas sobre bandejas forradas com material absorvente;

j) recipientes devem estar disponíveis para armazenamento de rejeitos líquidos e sólidos;

k) não se deve usar as mesmas vidrarias, pinças, tesouras, etc. para manusear diferentes radionuclídeos, evitando, assim, a contaminação cruzada;

l) um detetor de radiação deve estar sempre disponível para monitoração freqüente do laboratório. No caso de emissores alfa, trício ou outros emissores beta de baixa energia, pode ser necessária a realização de esfregaços em áreas sob suspeita de contaminação;

m) antes de sair do laboratório, mãos, solas de sapatos e vestimentas devem ser monitorados por detector de contaminação superficial.

3.8 BIBLIOGRAFIA CONSULTADA

[1] Safety Series No 2, Safe Handling of Radioisotopes, Health Physics Addendum, International Atomic Energy Agency, 1960.

[2] Technical Report Series No 152, Evaluation of Radiation Emergencies and Accidents, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1974.

[3] NCRP Report No 49, Structural Shielding Design and Evaluation for Medical Use of X Rays and Gamma Rays of Energy up to 10 MeV, Recommendations of the National Council on Radiation Protection and Measurements, 1976.

[4] ICRP Publication 26, Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, New York, 1977.

[5] Technical Reports Series No 233, Training Manual on Radioimmunoassay in Animal Reproduction, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1984.

[6] Knoll, G.F., Radiation Detection and Measurement, Second Edition, John Wiley & Sons, 1989.

[7] Norma CNEN-NE-3.01, Diretrizes Básicas de Radioproteção, 1989.

[8] Safety Series No 102, Recommendations for the Safe Use and Regulation of Radiation Sources in Industry, Medicine, Research and Teaching, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1990.

[9] ICRP Publication 26, 1990 Recommendations of the International Commission on Radiological Protection, Pergamon Press, New York, 1991.

[10] Tawata, L; Salati, I.P.A., Di Prinzio, R. e Di Prinzio, A. R., Radioproteção e Dosimetria: Fundamentos, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Comissão Nacional de Energia Nuclear, Rio de Janeiro, 1999.

[11] IAEA-TECDOC-1162, Generic Procedures for Assessment and Response during a Radiological Emergency, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2000.

4 INSTRUMENTAÇÃO

4.1 INTRODUÇÃO

A presença de um campo de radiação ionizante não pode ser percebida pelos cinco sentidos do ser humano, o que torna, portanto, imprescindível a existência de dispositivos capazes de detectá-lo e quantificá-lo. O princípio utilizado para a detecção da radiação está baseado em sua interação com um determinado meio material, interação essa que pode resultar na geração de cargas elétricas, na geração de luz ou na sensibilização de películas fotográficas, entre outros fenômenos.

Um detector de radiação consiste, em linhas gerais, de um elemento ou material sensível à radiação e de um sistema, na maioria das vezes eletrônico, que registra o resultado da interação, expressando-o em termos de uma grandeza de medição dessa radiação que interagiu com o elemento ou meio empregado. Assim, um detector pode ser considerado um transdutor, uma vez que transforma um tipo de informação (radiação) em outro que pode ser um sinal elétrico ou luminoso.

A escolha de um detector depende do tipo e intensidade de radiação (ondas eletromagnéticas, partículas carregadas leves, partículas carregadas pesadas, nêutrons) que se quer medir bem como dos parâmetros a serem determinados e do objetivo da medida a ser realizada.

4.2 TÉCNICAS DE DETECÇÃO

Dependendo do tipo e da energia da radiação ionizante a ser detectada, são empregadas técnicas distintas de detecção. A Tabela 4.1 apresenta algumas propriedades dos principais radionuclídeos empregados em pesquisa, a título de ilustração. As técnicas mais comuns de detecção serão abordadas a seguir.

4.2.1 Ionização de Moléculas de um Gás

As técnicas de detecção mais antigas e amplamente usadas são aquelas baseadas nos efeitos produzidos quando uma partícula carregada atravessa um gás. O princípio básico desta técnica é o de coleta de cargas, criadas pela ionização direta do gás, por meio da aplicação de um campo elétrico.

Tabela 4.1 Características dos Principais Radioisótopos Usados em Pesquisa

Isótopo	Tipo de emissor	Meia-vida	*Energia γ* **Energia β** (Porcentagem)	Poder de penetração no ar de emissor beta puro *
^{90}Sr-Y	β puro	28 anos	**0,52 MeV (<1%)** **2,28 MeV (100%)**	1,6 m 9,28 m (97%)
^{45}Ca	β puro	163 dias	**0,26 MeV (100%)**	0,64m (37%)
^{51}Cr	βγ	27,71 dias	*0,32 MeV (9,85%)*	
^{14}C	β puro	5568 anos	**0,157 MeV (100%)**	0,32 m (11%)
^{125}I	βγ	59,3 dias	*0,036MeV (100%)* *0,028MeV(0,8%)* *0,029MeV (1,62%)* *0,03 MeV (0, 5%)* **0,004 MeV (79%)** **0,023 MeV (31%)**	
^{131}I	βγ	8,02 dias	*0,37 MeV (81,6%)* *0,64 MeV (7,1%)* *0,72 MeV (1,8%)* **0,25 MeV (2%)** **0,33 MeV (7%)** **0,61 MeV (90%)**	1,6 m
^{24}Na	βγ	15 horas	*1,37 MeV(100%)* *2,754MeV (100%)* **1,39 MeV (100%)**	3,8 m
^{32}P	β puro	14,3 dias	**1,71 MeV (100%)**	6,4 m (95%)
^{35}S	β puro	87,5 dias	**0,17 MeV (100%)**	0,32m (16%)
^{3}H	β puro	12,6 anos	**0,02 MeV (100%)**	0,0064 cm (0%)
^{99m}Tc	βγ	6 horas	*0,15 MeV (88,97%)* **0,12 MeV (9%)**	0,12 m

* Fração transmitida através da camada morta de pele de 0,07 mm.

Assim, os íons positivos são coletados pelo eletrodo negativo (catodo) e os íons negativos pelo eletrodo positivo (anodo). Dependendo da tensão aplicada, diferentes sistemas de detecção podem ser operados, os principais

sendo a câmara de ionização, o contador proporcional e o contador Geiger-Mueller.

4.2.2 Cintilação

A detecção de radiação ionizante por meio da cintilação produzida em alguns materiais é a técnica mais antiga que se tem registro, técnica essa que consiste na transformação da energia cinética de uma partícula ionizante em luminescência. As cintilações são contabilizadas eletronicamente, por conversão da luminescência em pulso elétrico, embora, no início do século vinte, terem sido contadas visualmente.

Um material de cintilação deve possuir as seguintes propriedades:

- Conversão da energia cinética de partículas carregadas em luz detectável, com uma alta eficiência de cintilação;
- Conversão linear, ou seja, a produção de luz deve ser proporcional à energia depositada num intervalo mais amplo possível;
- O meio deve ser transparente ao comprimento de onda de sua própria emissão, para melhor coleta de luz;
- O tempo de decaimento da luminescência induzida deve ser curto de forma a permitir a geração de pulsos rápidos;
- O material deve ser de boa qualidade ótica e deve poder ser produzido em tamanhos suficientemente grandes, de modo a ser utilizado como um detector prático;
- O índice de refração do material deve ter um valor próximo ao do vidro (~ 1,5), de modo a permitir um acoplamento eficiente da luz de cintilação com o tubo fotomultiplicador.

Como nenhum material apresenta, simultaneamente, as propriedades acima, concessões devem ser feitas para a escolha do cintilador, levando em consideração, também, outros fatores. Os cintiladores inorgânicos (iodeto de sódio, por exemplo) tendem a apresentar um melhor rendimento em termos de produção de luz e linearidade mas, com raras exceções, apresentam tempo de resposta relativamente lento. Já os cintiladores orgânicos respondem mais rapidamente, porém, com rendimento menor em termos de emissão de luz.

É interessante lembrar que o processo de fluorescência é a emissão instantânea de radiação visível por uma substância, em decorrência de sua excitação por alguma maneira. Já a fosforescência corresponde à emissão de luz com comprimento de onda maior do que a fluorescência e com um tempo de resposta à excitação mais lento.

A fluorescência retardada resulta num espectro de emissão igual ao da fluorescência instantânea, mas com tempo de resposta maior. Assim, para ser um bom cintilador, o material deve converter a maior parte da energia da radiação incidente em fluorescência instantânea e, ao mesmo tempo, minimizar os efeitos de fosforescência e fluorescência retardada.

Uma técnica de detecção muito empregada em pesquisa é a técnica de cintilação líquida, especialmente quando se faz necessário detectar emissores beta de baixa energia como o carbono-14 e o trício (H-3). O processo consiste na emissão de partículas ionizantes dentro de uma solução que contenha um material cintilador e que, em decorrência, produz luz que é convertida eletronicamente, por meio de uma fotomultiplicadora, em pulso elétrico.

4.2.3 Diodos Semicondutores

O emprego de meios sólidos para detecção de radiação, a partir do início da década de 60, permitiu que instrumentos de medida fossem bem mais compactos do que aqueles baseados na técnica de ionização de gás, uma vez que a densidade dos sólidos é da ordem de 1000 vezes maior do que a dos gases. Seu princípio de funcionamento é a formação de pares elétron-buraco criados ao longo do caminho percorrido pela partícula carregada (radiação primária ou partícula secundária) através do detector. O par elétron-buraco é algo análogo ao par de íons criados num detector a gás. Assim, quando um campo elétrico é aplicado a um material semi-condutor, tanto os elétrons como os buracos estarão sujeitos a um processo de migração, em sentidos opostos. O movimento dos buracos se dá pelo fato do elétron se deslocar de sua posição normal de valência para ocupar um espaço vazio. O espaço deixado pelo elétron representa a nova posição do buraco. O comportamento do buraco é consistente com o de uma partícula positiva porque ele representa a ausência de carga negativa.

4.2.4 Temoluminescência

Um material é considerado termoluminescente quando, após ser submetido a um campo de radiação ionizante, torna-se luminescente quando aquecido. O princípio de funcionamento está baseado na captura de elétrons e buracos por armadilhas presentes em determinados cristais inorgânicos, devido a imperfeições na rede cristalina. A probabilidade desses elétrons e buracos capturados escaparem das armadilhas a temperatura ambiente é muito pequena. Quando o cristal é aquecido, os elétrons aprisionados são

liberados e perdem energia por meio da emissão de fótons na faixa da luz visível, sendo o sinal luminoso proporcional à radiação incidente.

O material termoluminescente funciona como um integrador, no qual o número de elétrons e buracos aprisionados é uma medida do número de pares elétron-buraco formados em decorrência do período de exposição do cristal à radiação.

4.2.5 Formação da Imagem

Emulsões fotográficas vêm sendo amplamente empregadas, por mais de um século, para detecção de radiação e são constituídas de uma emulsão de grãos de haletos de prata, em sua maioria brometo de prata, dispersos em uma matriz de gelatina, emulsão essa colocada na superfície de uma película de acetato de celulose ou mesmo na de uma placa de vidro.

A ação da radiação ionizante na emulsão é semelhante à da luz visível, ou seja, alguns íons de prata são “sensibilizados” pela interação da radiação com elétrons das moléculas de seus haletos, transformando-se em prata metálica, que permanece nesse estado indefinidamente, armazenando uma imagem latente da trajetória da partícula ionizante através da emulsão. No processo subsequente de revelação, os grãos sensibilizados se tornam visíveis e são fixados por meio de uma solução de ácido acético diluído, que interrompe o processo de revelação, e de tiosulfato de sódio, que remove os grãos não revelados de haleto de prata, ou seja aqueles que não interagiram com a radiação. Posteriormente, o filme é lavado com água, para remoção das solução fixadora, e seco.

As aplicações de emulsões fotográficas para detecção de radiação podem ser convenientemente divididas em duas categorias:

- aquela em que um escurecimento geral da emulsão é registrado devido aos efeitos cumulativos de muitas interações individuais; e
- aquela em que as trajetórias de partículas isoladas são registradas individualmente, sendo visíveis sob exame microscópico.

A primeira categoria inclui o amplo campo da radiografia, onde é registrada a imagem da intensidade do feixe de radiação transmitido, sendo que a composição dos filmes empregados (concentração de haletos de prata da ordem de 40% em peso) não difere radicalmente daquela usada em filmes fotográficos convencionais.

A Segunda categoria requer a utilização de emulsões nucleares, que são mais espessas e diferem em composição das emulsões fotográficas, ou seja,

a concentração de haletos de prata na emulsão é aumentada, chegando, às vezes, até 80% em peso.

No caso de fótons (X ou gama) e nêutrons, a probabilidade de interação direta com a emulsão é pequena, da ordem de alguns porcento, uma vez que ocorre apenas a sensibilização da emulsão por elétrons secundários ou fótons de energia mais baixa, resultantes da interação inicial.

Assim, para fótons, telas com soluções cintiladoras são, por exemplo, usadas em contato com a emulsão, para aumentar sua sensibilização em até 10 vezes.

Emulsões fotográficas podem, também, ser usadas para detecção de nêutrons térmicos, desde que películas de gadolíneo ou cádmio, que apresentam uma alta seção de choque, sejam empregadas entre a fonte e a emulsão, com vistas a aumentar sua sensibilização.

Outro recurso empregado em monitoração individual é o uso de filtros de cobre e chumbo entre a fonte de radiação e a emulsão, para compensar a maior probabilidade que existe de interação de fótons de baixa energia em relação a de fótons de alta energia.

4.3 DETECTORES DE RADIAÇÃO

4.3.1 Detectores a Gás

Os detectores a gás vêm sendo empregados desde as primeiras experiências com raios-X e materiais emissores de radiação ionizante, sendo seu princípio de funcionamento a coleta de íons produzidos pela interação dessa radiação com um dado volume de gás. Dependendo da tensão aplicada entre anodo e catodo, os detectores a gás funcionarão como uma câmara de ionização, um contador proporcional ou um contador Geiger-Mueller.

4.3.1.1 Câmara de Ionização

A formação de um par de íons, ou seja, um cátion e um elétron livre, é o constituinte principal do sinal elétrico desenvolvido pela câmara de ionização, sendo o número de pares iônicos criados ao longo da trajetória da radiação incidente o que se deseja medir. Após um determinado valor da tensão, todos os íons formados são coletados, ou seja a recombinação tende

a zero, e o sinal é proporcional à energia da radiação incidente. Esse sinal permanece o mesmo para uma intervalo de tensão e nessa região operam as câmaras de ionização.
Para a maioria dos gases empregados em detecção de radiação, os valores da energia de ionização de suas moléculas, relativa à remoção de elétrons da camada mais externa, encontram-se entre 10 e 20 MeV. No entanto, há outros mecanismos, como a excitação, que consomem energia mas não produzem pares de íons. Assim, a perda média de energia para formar um par de íons é da ordem de 31-35 eV. Considerando esse valor de energia/par de íons constante, para um dado tipo de radiação, a energia depositada no gás será proporcional ao número de pares de íons formados e pode ser determinada se esse número de pares de íons for medido.

Um detector tipo câmara de ionização permite identificar e quantificar as radiações α, β, e γ, bem como medir taxa de exposição e, indiretamente, dose absorvida.

4.3.1.2 Contador Proporcional

O contador proporcional surgiu no final de 1940 e se baseia no fenômeno de multiplicação de íons no gás, uma conseqüência do aumento do campo elétrico a níveis tais que os elétrons produzidos primariamente são acelerados e produzem, por colisão com moléculas neutras do gás, ionizações secundárias, liberando novos elétrons, num efeito tipo cascata.

Os pulsos originados em contadores proporcionais são muito maiores que aqueles típicos de câmaras de ionização, sendo portanto, convenientes para medir raios-X, elétrons de baixa energia e radiação α.

Contadores proporcionais são usados, também, para detecção de nêutrons, por meio de reações nucleares (n, p) ou (n, α), colocando-se o material para interação com os nêutrons dentro do contador.

4.3.1.3 Contador Geiger-Mueller

O Contador Geiger-Mueller, normalmente referido como contador G-M, ou tubo Geiger, é um dos dispositivos mais antigos existentes para medir radiação, tendo sido desenvolvido por Geiger e Mueller, em 1928. No entanto, devido a sua simplicidade, baixo custo e facilidade de operação, é amplamente empregado até os dias de hoje. Sua região de operação corresponde a um intervalo de tensão maior ainda que o do contador proporcional, região essa que provoca uma avalanche de ionizações que,

por sua vez, pode provocar uma segunda avalanche em outra posição dentro do tubo. Os pulsos de saída de um tubo Geiger têm a mesma amplitude, independentemente do número de pares de íons originais que iniciaram o processo e, portanto, esse contador não é capaz de discriminar energias. Essa amplitude é tão grande que permite simplificar a eletrônica associada, eliminando o pré-amplificador.

A eficiência de contagem de tubos G-M, em função do efeito avalanche, é essencialmente 100%. No entanto, na prática, a eficiência efetiva de contagem é determinada pela probabilidade de que uma radiação incidente penetre pela janela do detector, sem ser absorvida ou espalhada. Para partículas alfa, a espessura da janela deve ser tão pequena quanto possível, sendo encontrado comercialmente janelas com espessuras da ordem de 1,5 mg/cm^2.

Tubos G-M não são empregados para detecção de nêutrons uma vez que a seção de choque dos gases empregados é baixa para nêutrons térmicos, resultando numa eficiência de contagem inaceitável.

Os detectores Geiger-Mueller podem ser utilizados para estimar grandezas como dose e exposição, por meio de artifícios de instrumentação e metrologia. A escala de taxa de contagem de pulsos é normalmente calibrada em termos de taxa d exposição, para uma energia determinada (por exemplo, a do Co-60). Sendo assim, no caso de outras energias, as leituras podem apresentar erros que variam de alguns décimos até fatores de 2 ou 3 vezes em relação ao valor real.

4.3.2 Detectores à Cintilação

O emprego de materiais cintiladores para detecção de radiação vem sendo feito desde o início do século XX, por ocasião de experiências realizadas por Rutherford sobre a estrutura da matéria, empregando partículas α e anteparo de sulfeto de zinco. O processo de cintilação é, ainda hoje, uma poderosa ferramenta para detecção e espectroscopia de vários tipos de emissores de radiação.

Cintiladores Orgânicos

O processo de fluorescência em material orgânico surge de transições na estrutura do nível energético de uma molécula isolada e, portanto, pode ser observado independentemente de seu estado físico. Assim, por exemplo, o antraceno apresenta fluorescência enquanto material sólido policristalino ou vapor ou, ainda, quando em solução com outros componentes.

Soluções orgânicas líquidas vêm sendo muito empregadas para detectar radiação em atividades de pesquisa, sendo um detector de cintilação líquida composto de duas partes básicas:

- um vidro com a amostra radioativa e o detector; e
- um tubo fotomultiplicador e o sistema eletrônico que lhe é associado.

O detector “vial” (vidro com amostra radioativa e detector) consiste de uma amostra radioativa misturada a um líquido cintilador, dissolvido em solvente comum, visando formar uma solução tão incolor quanto possível.

As moléculas cintiladoras atuam como detectores de radiação. A mistura homogênea da amostra radioativa com o detector apresenta duas grandes vantagens:

- uma vez que toda a amostra radioativa está completamente envolvida pelas moléculas cintiladoras, a eficiência geométrica do processo chega próximo a 100% (4π);
- a ausência de barreiras entre a fonte de radiação e a solução detectora cintiladora, salvo algumas impurezas, reduz a perda de partículas ß.

A interação das partículas, ß tanto com a solução cintiladora quanto com as moléculas do solvente, resulta em perda de energia, convertida em luz pelas moléculas cintiladoras. A quantidade de luz produzida é diretamente proporcional à quantidade de energia perdida. Uma vez que as partículas ß têm curto alcance em meios líquidos e perdem toda sua energia na solução, a quantidade de luz produzida é proporcional à energia dessas partículas.

O detector de tipo “vial” e o tubo fotomultiplicador são colocados em compartimento vedado à luz, para evitar a presença de luz espúria. Arranjos modernos possuem dois ou mais tubos fotomultiplicadores, melhorando a eficiência de detecção.

O principal problema no uso de um detector líquido de cintilação é a preparação adequada da amostra “vial” de detecção. Isso requer uma cuidadosa seleção do cintilador, bem como do solvente.

Um bom cintilador deve ter alta eficiência de conversão à luz, ser suficientemente solúvel no solvente escolhido e ser quimicamente estável em diversas condições ambientais (temperatura, umidade e luminescência). Entre os cintiladores primários comumente utilizados em cintilação líquida, gozam de maior popularidade:

- PPO - 2,5-diphenilloxazole;
- BBOT - p,terphenil e 2,5-bis-2(5-t-butylbenzoxazolyl)-thiophene.

Normalmente, uma pequena quantidade de outro agente químico, conhecido como cintilador secundário, é adicionada ao cintilador primário da solução. O propósito do cintilador secundário é absorver os fótons de luz emitidos pelo cintilador primário em regiões de menores comprimentos de onda (ultra-violeta) e reemiti-los em comprimentos de onda maiores (azul, verde ou amarelo), podendo, então, ser mais eficientemente detectados pelo tubo fotomultiplicador. O composto 1,4 bis-2(5phenyloxazolyl)-benzeno (mais conhecido como POPOP) é largamente utilizado como cintilador secundário.

A escolha do solvente é ditada, basicamente, pelos seguintes requisitos:

1. a energia depositada no solvente deve ser eficientemente transferida às moléculas cintiladoras;
2. o solvente deve ser transparente à luz produzida pelo cintilador; e
3. o solvente deve ser capaz de dissolver uma variedade de compostos e ser útil para uma ampla faixa de temperatura.

Os solventes tolueno, xileno e dioxano preenchem os requisitos acima e são, por isto, amplamente empregados.

Os cintiladores plásticos são obtidos quando um cintilador orgânico é dissolvido em um monômero que, em seguida, é polimerizado, obtendo-se o equivalente a uma solução sólida. Um exemplo comum é um solvente consistindo de estireno, no qual uma substância cintiladora é dissolvida e a solução é posteriormente polimerizada para formar o poliestireno. Dada a facilidade com que podem ser moldados, plásticos se tornaram uma forma muito útil de cintiladores orgânicos.

Cintiladores Inorgânicos

O mecanismo de cintilação em materiais inorgânicos depende dos estados energéticos determinados por sua estrutura cristalina. Assim, em materiais semicondutores, elétrons possuem disponíveis apenas algumas bandas discretas de energia. A banda inferior, chamada banda de valência, representa os elétrons mais ligados à rede cristalina e a banda superior, chamada banda de condução, representa os elétrons que têm energia suficiente para migrar através do cristal. Existe uma banda intermediária de energia, chamada banda proibida, na qual elétrons jamais são encontrados em cristais puros. A largura da banda proibida é o que caracteriza os materiais isolantes (bandas grandes, > 5 eV), os semi-condutores (da ordem de 1 eV) e os condutores (bandas pequenas). A absorção de energia pode resultar na elevação de um elétron de sua posição normal de valência, através do intervalo entre bandas, para a banda de condução, deixando um buraco no local da banda de valência anteriormente ocupado. No cristal

puro, o retorno do elétron à banda de valência, com emissão de um fóton, é um processo ineficiente e, além disso, a energia dos fótons é muito alta para estar no espectro visível.

No sentido de aumentar a probabilidade de emissão de fótons no espectro visível, durante o processo de desexcitação, pequenas quantidades de uma impurezas, conhecidas por ativadoras, são adicionadas ao cintilador inorgânico, sendo criados sítios especiais na rede cristalina e, portanto, modificando sua estrutura energética normal. Como resultado, são criados níveis energéticos intermediários, dentro da banda proibida, por meio dos quais os elétrons podem ser desexcitados para a banda de valência, com a emissão de fótons menos energéticos e no espectro visível, servindo de base para o processo de cintilação.

Os cintiladores inorgânicos mais comuns são:

- iodeto de sódio ativado com tálio, Na I (Tl), que responde linearmente, num grande intervalo de energia, para elétrons e raios gama;
- iodeto de césio ativado com tálio ou com sódio, CsI(Tl) ou CsI(Na), que apresenta maior coeficiente de absorção em relação à radiação gama, permitindo a construção de detectores mais compactos e resistentes;
- germanato de bismuto, $Bi_4\,Ge_3\,O_{12}$, que, devido a sua alta densidade e elevado número atômico, apresenta maior probabilidade de interação por unidade de volume, todavia sua produção de luz é baixa (cerca de 10 a 20% daquela produzida, em iguais condições, pelo pelo iodeto de sódio);
- sulfeto de zinco ativado com prata ZnS(Ag), que tem alta eficiência de cintilação mas sendo disponível, apenas, sob a forma de pó cristalino, o que restringe seu uso em telas finas.

4.3.3 Detectores com Diodos Semicondutores

Dispositivos empregando semi-condutores como o meio básico de detecção de radiação foram disponibilizados, na prática, no início dos anos 60. A passagem de radiação pelo semi-condutor provoca a criação de um grande número de pares elétron-buraco, ao longo de sua trajetória, que são coletados pelo campo elétrico aplicado ao material. A principal vantagem dos semi-condutores é que a energia média necessária para criar um par elétron-buraco é muito menor (da ordem de 3 eV para o germânio) do que a necessária para formar um par de íons em gases.

Os detectores com diodos de silício são empregados para partículas carregadas pesadas, como partículas alfa, prótons e fragmentos de fissão.

Os detectores com diodos de germânio são um dos tipos mais utilizados em laboratórios para a medida de emissores gama de baixa atividade e para identificação de radioisótopos presentes em materiais, em uma grande faixa de energia (alguns keV a 10 MeV).

4.3.4 Dosímetros Termoluminescentes (TLD)

Os cristais inorgânicos utilizados como dosímetros termoluminescentes (thermoluminescent dosimeter) têm a propriedade de possuir um número elevado de armadilhas na banda proibida, a uma distância suficientemente grande das bandas de condução e de valência de tal forma que tanto elétrons como buracos são aprisionados e assim permanecem a temperatura ambiente. Os elétrons aprisionados, quando o cristal é aquecido, adquirem suficiente energia para migrar no sentido dos buracos aprisionados, recombinando-se e emitindo um fóton. Alternativamente, se os buracos são liberados a uma temperatura mais baixa, eles podem migrar no sentido dos elétrons aprisionados e também se recombinar, emitindo um fóton. De qualquer maneira, se a magnitude da diferença de energia é de 3 ou 4 eV, os fótons emitidos estão no espectro visível e são a base do sinal do TLD.

Assim, o número total de fótons emitidos é registrado, após o sinal luminoso ter sido transformado em sinal elétrico amplificado, por meio de uma foto-multiplicadora, podendo ser diretamente relacionado à Exposição. Depois do processo de leitura do TLD, a informação sobre a exposição à radiação é apagada, uma vez que todos os elétrons aprisionados são liberados. O cristal oferece, portanto, a vantagem de poder ser reutilizado muitas vezes.

As principais substâncias utilizadas como materiais termoluminescentes para dosimetria são o sulfato de cálcio com ativadores de disprósio, $CaSO_4$ (Dy), o sulfato de cálcio com ativadores de manganês, $CaSO_4$ (Mn), o fluoreto de lítio, LiF, e a fluorita, CaF_2 . O fluoreto de lítio tem sido considerado o mais popular em dosimetria uma vez que, além de não necessitar da adição de ativadores (as armadilhas são criadas pelas próprias impurezas e defeitos do cristal), a perda de fótons à temperatura ambiente é desprezível e seu baixo peso atômico médio não difere muito do peso atômico médio do ar ou do tecido. Assim, a energia depositada no cristal é bem correlacionada com a Exposição γ ou com a Dose Equivalente para um amplo intervalo de energias γ.

4.3.5 Filmes Dosimétricos

Os filmes dosimétricos ou fotográficos são acondicionados em um envelope a prova de luz, de dimensões pequenas (da ordem de 3 cm por 4cm).

Para monitoração, normalmente são empregados dois tipos de emulsão, uma mais sensível e outra menos, de modo a ampliar a capacidade de detecção de fótons, tanto de diferentes energias como em quantidade. O envelope é colocado em um tipo de crachá (badge), normalmente feito de plástico, sendo também colocados em seu interior filtros pequenos de cobre e de chumbo, para identificar a contribuição de diferentes componentes do espectro gama.

A avaliação da dose acumulada durante um período de exposição é feita comparando a densidade ótica do filme revelado com a de um filme idêntico, porém exposto a uma dose conhecida (dose de calibração).

A densidade ótica é uma medida da atenuação da luz transmitida pelo filme em relação à intensidade da luz incidente e é determinada empregando um densitômetro ótico, que permite medir a opacidade ótica do filme à transmissão de luz.

A utilização de filmes idênticos, para comparar a dose que se quer medir com a dose de calibração, garante que variações devido à sensibilidade da emulsão ou ao procedimento de revelação sejam mutuamente anuladas.

4.4 PROPRIEDADES GERAIS DE DETECTORES DE RADIAÇÃO

A interação da radiação com uma variedade de detectores, tais como detectores a gás e diodos semicondutores, tem como resultado o surgimento de uma certa quantidade de carga elétrica dentro do volume ativo do detector.

Num modelo simplificado de detecção, considera-se que uma carga Q surge dentro do detector, no tempo t=0, devido à interação de uma partícula isolada, ou quantum de radiação. Essa carga deve ser coletada para formar um sinal elétrico básico. Para tanto, impõe-se um campo elétrico dentro do detector, o que causa fluxos, em sentido contrário, de cargas negativas e positivas criadas pela radiação. O tempo necessário para coletar as cargas elétricas varia bastante de detector para detector (tipicamente de milisegundos a nanosegundos).

De um modo geral, a escolha de um detector de radiação depende de vários fatores, destacando-se:

4.4.1 Eficiência Intrínseca

A eficiência intrínseca de um detector (Ei) é a medida de sua capacidade em detectar radiação e é, geralmente, definida como a razão entre o número de fótons, ou partículas, de um dado tipo de radiação detectada e o número de fótons, ou partículas, que incidem sobre o volume sensível do detector.

Por exemplo, o valor de 0,5 (50%) de eficiência intrínseca significa que somente a metade da radiação incidente sobre o volume sensível do detector foi detectada e que a outra metade simplesmente não interagiu com o volume sensível do detector. Assim, quanto mais alta a eficiência intrínseca do detector utilizado, maior será a exatidão da medida.

$$E_i = \frac{n^o \text{ de partículas detectadas pelo detector}}{n^o \text{ de partículas que incidem sobre o volume sensível do detector}}$$

4.4.2 Tempo Morto (τ)

Tempo morto é a medida da capacidade de um detector para funcionar a altas taxas de contagem (fluxo de radiação), sem perda significativa do número de fótons ou partículas a serem registrados. Existe sempre um pequeno intervalo entre o momento em que uma partícula ou fóton interage com um detector e o momento em que o detector reage, registrando a resposta. Se, durante este tempo, uma segunda partícula interagir com o volume sensível do detector, este poderá distorcer a resposta da primeira partícula, provocando a perda de registro de ambas, ou a segunda interação não será registrada. O intervalo de tempo mínimo necessário entre a chegada de duas partículas sobre o detector, sem que haja distorção ou perda de registro da segunda partícula, é definido como tempo morto do detector.

Um detector apresentando um longo tempo morto não pode operar em ambientes com altas taxas de contagem sem perda significativa e conseqüente distorção.

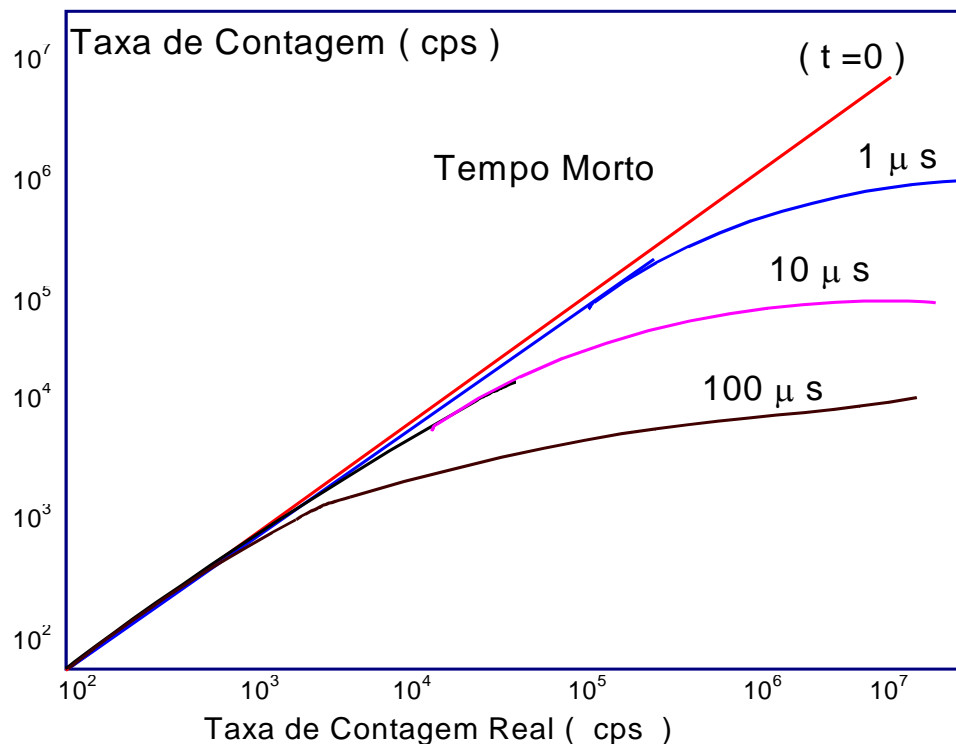



Figura 4.1 Taxa de contagem observada como função da taxa de contagem real, para detectores com 1 μs, 10 μs e 100 μs de tempo morto. (Adaptado de "Introductory Physics of Nuclear Medicine", Ramesh Chandra - New York University Medical School, NY, 1976.)

A Figura 4.1 mostra o efeito do tempo morto sobre várias taxas de contagem. Para taxas de contagem associadas a radioisótopos rotineiramente encontrados em rejeitos gerados por laboratórios de pesquisa, um tempo morto menor que 10 μs é bastante adequado.

4.4.3 Discriminação de Energia

A capacidade de um detector para distinguir radiações de energias diferentes (por exemplo, dois fótons γ de diferentes energias) é conhecida como discriminação de energia.

Observa-se que, para um detector com 100 μs, a perda de contagem (contagem real menos contagem observada) ou o desvio da linha de tempo morto = 0 é bastante acentuado, mesmo para 10^3 contagens por segundo (cps). Por outro lado, para um detector com tempo morto de 1 μs, a perda de contagem é desprezível, mesmo para taxas superiores a 10^5 cps.

O termo “Full Width at Half Maximum” (FWHM) representa a diferença mínima necessária entre as energias de duas radiações γ que apresentem energias distintas. Por exemplo, se o FWHM de um detector é 20 keV, isto significa que dois fótons γ com diferença de energia entre si menor que 20 keV não podem ser distinguidos por ele. Quanto menor for o valor de FWHM, maior será a capacidade de discriminação energética do detector.

4.4.4 Outras Considerações

4.4.4.1 Escolha de Detectores de Radiação

Alguns fatores que influenciam na escolha do detector de radiação mais apropriado para a realização de uma determinada medida são:

tipo de radiação: em função dos diferentes modos de interação com a matéria das radiações eletromagnéticas, partículas carregadas leves, partículas carregadas pesadas e nêutrons;
intervalo de tempo de medida: em função do interesse em realizar uma medida instantânea ou registrar a radiação acumulada durante um período de tempo;
precisão, exatidão, resolução: em função das incertezas aceitáveis para um dado processo de medição;
condições de trabalho: em função do trabalho de detecção a ser realizado, propriedades como robustez, portabilidade e autonomia; e
tipo de informação desejada: em função da finalidade da medida, como por exemplo, determinar, apenas, o número de contagens ou a energia da radiação.

Ademais, além de outros fatores como facilidade de operação, facilidade de manutenção e custos, são preferíveis os detectores cujas respostas sejam menos afetadas por variações de temperatura e umidade a que a eletrônica associada é suscetível. A Tabela 4.2 apresenta um resumo de algumas características de detectores mais comuns.

4.4.4.2 Calibração

O objetivo da calibração de instrumentos é assegurar que as medidas realizadas, sob o ponto de vista de radioproteção, estejam dentro de intervalos confiáveis e sejam comparáveis entre si, estando referenciadas ao sistema internacional de metrologia.

Tabela 4.2 Características de Alguns Detectores de Radiação

Detector	Eficiência Intrínseca	Tempo Morto (τ)	Discriminação de Energia	Aplicações Básicas em Laboratório
Câmara de Ionização	muito baixa	não pode ser usado como contador	nenhuma	- medidas de exposição de feixe contínuo e pulsado (aparelhos de raios-X).
Contador Proporcional	muito baixa	~ ms	moderada	medidas de exposição.
Contador Geiger-Müller	moderada	~ ms	nenhuma	-medidas de campo - monitoração de superfícies contaminadas - segregação de rejeitos.
Contador de Cintilação NaI (Tl) (survey meter)	alta	μs	moderada	- busca de superfícies contaminadas - segregação de rejeitos.
Contador de Estado Sólido Ge(Li)	moderada	< 1μs	muito boa	- análises de ativação de nêutrons.

O método utilizado no país para calibração de instrumentos consiste em, primeiramente, posicionar um instrumento padrão num feixe de radiação e energia especificados, segundo geometria bem definida, determinando-se, assim, a Exposição. O instrumento a ser calibrado é, então, posicionado no feixe, substituindo o padrão, sendo mantidas as mesmas condições de operação, de modo a obter a leitura relacionada à Exposição determinada anteriormente. A razão entre os valores dessas duas Exposições fornece o fator de calibração do instrumento, nas condições de calibração.

Alguns instrumentos são calibrados por meio da utilização de fontes padrão, emissoras alfa e beta. De modo similar, a razão entre o valor conhecido da Taxa de Exposição da fonte padrão e aquele obtido pelo instrumento define o fator de calibração.

Cada instrumento calibrado recebe um certificado, com prazo de validade, onde constam suas especificações, as especificações de calibração e seus resultados, bem como a incerteza total associada ao procedimento.

4.5 MÉTODOS DE DETECÇÃO DE RADIAÇÃO

4.5.1 Monitoração de Área

A monitoração do local de trabalho pode ser feita de acordo com o esquema sugerido pela Agência Internacional de Energia Atômica e mostrado na Figura 4.3.

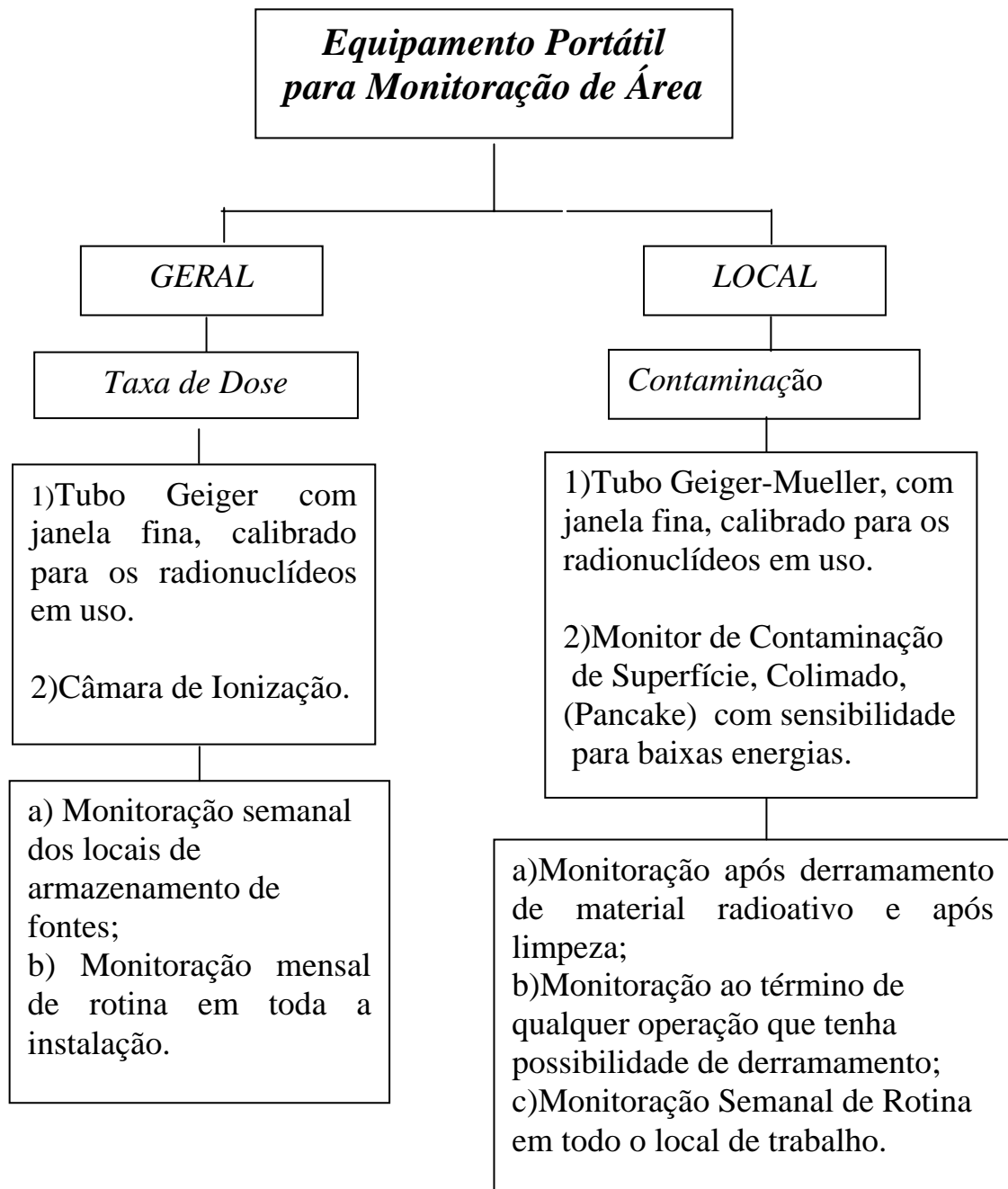



Figura 4.2 Esquema para Monitoração de Área

4.5.2 Monitoração Individual

O esquema recomendado pela Agência Internacional de Energia Atômica para monitoração individual, apresentado na Figura 4.4, é aplicável a trabalhadores que possam estar sujeitos a doses anuais de radiação próximas ou superiores a 5 mSv (500 mrem).

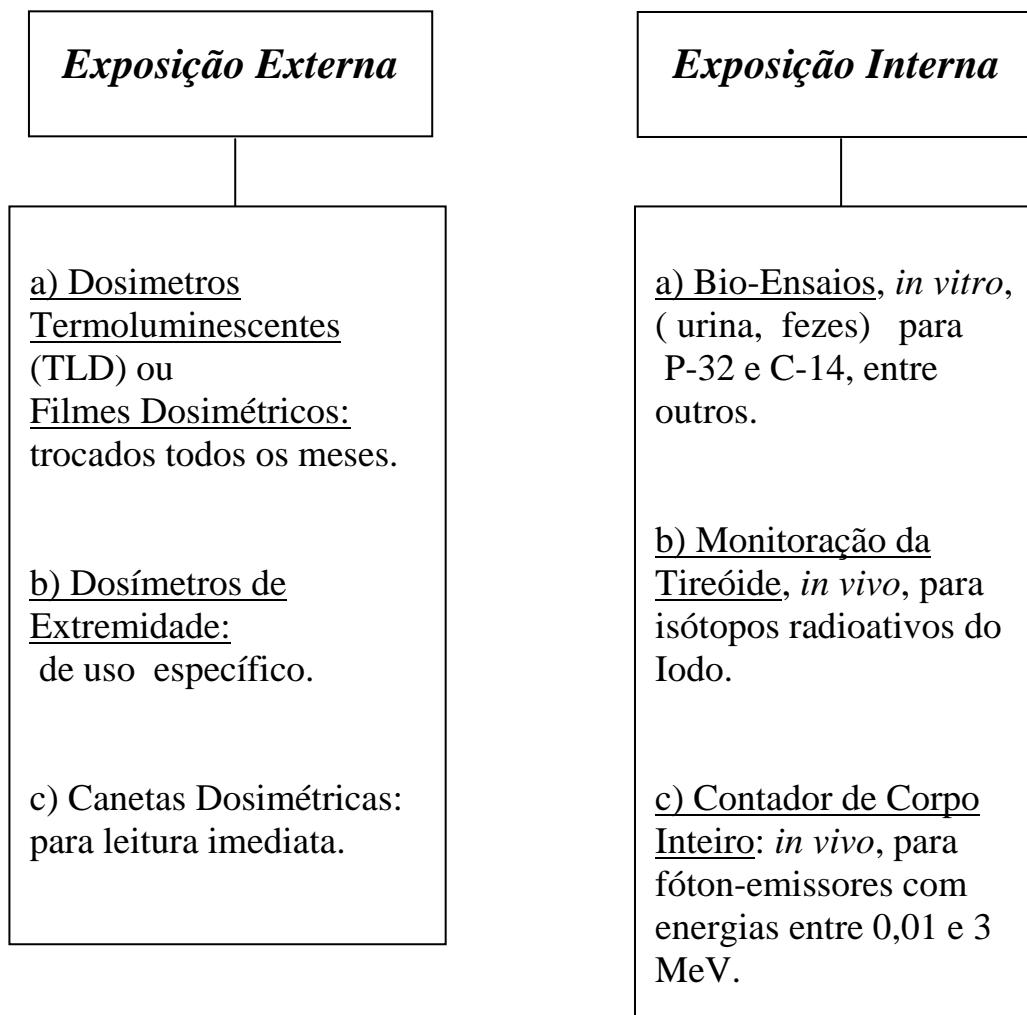



Figura 4.3 Esquema para Monitoração Individual

4.5.2.1 Monitoração Individual Externa

Para monitoração individual externa rotineira, o filme dosimétrico pode ser preferido em relação ao TLD, em função da vantagem que oferece em manter o registro da dose, após a leitura, em arquivo, o que não ocorre com o TLD.

Os dosímetros TLD de extremidade são recomendados apenas para avaliação inicial de novas técnicas, ou em operações emergenciais como resgate de fontes radioativas. Sua utilização rotineira pode retardar o trabalho, implicando num acréscimo na dose a que o operador esteja sujeito. No entanto, pode ser usado numa posição da bancada de trabalho que permita estimar, de forma aproximada, a dose nas mãos do operador.

Já a caneta dosimétrica, que consiste em câmara de ionização onde um fio de quartzo serve como cursor para indicar a dose acumulada, é empregada quando se necessita de uma leitura imediata de dose.

4.5.2.2 Monitoração Individual Interna

Dosimetria Interna *in vivo*

Os programas de monitoração individual *in vivo* são conduzidos quando se faz necessário examinar a presença e a distribuição de radioatividade em todo o corpo. O sistema para detectar quantidades muito pequenas de material radioativo, denominado contador de corpo inteiro, consiste de:

- blindagem: uma sala com paredes de aço revestidas com camadas adicionais de chumbo, çádmio e cobre, para reduzir ao mínimo o valor da radiação de fundo oriunda de raios cósmicos e de outras fontes naturais;
- detectores: os detectores normalmente empregados em medidas *in vivo são* os de NaI (Tl) de grande volume (para radionuclídeos que se depositam uniformemente no corpo, como Cs-137, K-40, Na-24), os de NaI(Tl) de pequeno volume, geralmente colimados (para radionuclídeos que se depositam em órgãos específicos, como I-131 na tireóide, Co-60 no fígado e Th-232 no crânio) bem como os de germânio, quando existe mistura de radionuclídeos de energias próximas.
- eletrônica associada: a luminescência causada pela absorção de energia pelo cristal cintilador é detectada e amplificada por um tubo fotomultiplicador, acoplado a esse cristal que converte o sinal luminescente em sinal eletrônico, o qual é posteriormente processado por amplificadores e analisadores, produzindo informação sobre a energia e a quantidade de fótons incidentes no detector.

O indivíduo é posicionado de tal forma que todas as partes do seu corpo estejam eqüidistantes do detector, podendo, por exemplo, sentar-se numa “cadeira” feita sob a forma de arco. Outro procedimento de medida também empregado é aquele no qual o indivíduo permanece deitado sobre uma cama, em decúbito dorsal, e o detector pode mover-se ao longo de seu corpo.

Outro aparato de detecção muito empregado em diagnose clínica ou em pesquisa é a gama-câmera, inventada em 1958 por H.O. Anger, que produz imagens mostrando a distribuição de radioatividade no organismo. O tipo mais comum emprega um único cristal de iodeto de sódio, sob a forma de um disco com espessura de 12,5 mm e um diâmetro igual ou maior que 500 mm., e diversas fotomultiplicadoras, em alguns casos até 90, cada uma “enxergando” uma área um pouco maior que sua seção reta. Quando um raio gama se choca com o cristal, uma chuva de fótons é produzida. Cada tubo gera pulsos elétricos indicando sua posição relativa ao centro do cristal, sendo a intensidade do pulso determinada por quão perto o tubo está do ponto de impacto do raio gama com o cristal. As informações de todos os tubos são combinadas, dando as coordenadas Y e X para cada gama que atinge o cristal. Isso permite que figuras possam ser construídas em um osciloscópio, e que podem ser fotografadas ou enviadas para um computador, de modo a serem armazenadas ou processadas numericamente.

Dosimetria Citogenética

A indução de aberrações cromossômicas, por ser uma das várias respostas às radiações ionizantes, tem sido a base de uma técnica empregada para a avaliação de altas doses de radiação a que um indivíduo tenha sido exposto, tanto acidentalmente como durante uma operação de intervenção em decorrência de um acidente. Assim, a dosimetria citogenética consiste em analisar as aberrações cromossômicas em linfócitos de uma amostra de sangue venoso e compará-las com uma curva de calibração do tipo Dose x Resposta produzida *in vitro*. Este método pode também ser empregado para avaliar contaminação interna por radionuclídeos que se distribuem uniformemente pelo corpo, como seria o caso da ingestão de água triciada ou pela inalação de trício.

4.6 Bibliografia Consultada

[1] Abson, W., Detection of Nuclear Radiation, in Nuclear Power Technology, Volume 3: Nuclear Radiation, Marshall, W. (editor), Clarendon Press, Oxford, 1983.
[2] Knoll, G.F., Radiation Detection and Measurement, Second Edition, John Willey & Sons Inc., 1989.
[3] Safety Series No 102, Recommendations for the Safe use and Regulation of Radiation Sources in Industry, Medicine, Research and Teaching, International Atomic Energy Agency, 1990.
[4] Ramalio, A. T., Dosimetria Citogenética, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1993.
[5] Dantas, B., Métodos '*In Vivo*' para Dosimetria Interna, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1993.
[6] De Melo, D. R., Noções de Dosimetria Interna, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1993.
[7] Tauhata, L.; Salati, I.P.A; Di Prinzio, R. e Di Prinzio, A.R.; Radiação e Dosimetria: Fundamentos, Instituto de Radioproteção e Dosimetria, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1999.

5 GERÊNCIA DE REJEITOS RADIOATIVOS

5.1 INTRODUÇÃO

A gerência segura de rejeitos radioativos tem por objetivo maior a proteção dos seres humanos e a preservação do meio ambiente, limitando possíveis impactos radiológicos para as gerações futuras, e abrange um conjunto de atividades administrativas e técnicas envolvidas na coleta, segregação, manuseio, tratamento, acondicionamento, transporte, armazenamento, controle e eliminação ou deposição final de rejeitos radioativos.

De acordo com a Agência Internacional de Energia Atômica, a gerência responsável de rejeitos radioativos está fundamentada em nove princípios:
Princípio 1 : Proteger a saúde humana;
Princípio 2 : Proteger o meio ambiente;
Princípio 3 : Proteger além das fronteiras do País;
Princípio 4 : Proteger as gerações futuras;
Princípio 5: Não transferir ônus indevidos às gerações futuras;
Princípio 6: Estabelecer, no País, uma estrutura legal apropriada;
Princípio 7: Minimizar a geração de rejeitos;
Princípio 8: Levar em consideração a interdependência entre geração e gerência de rejeitos; e
Princípio 9: Garantir a segurança de instalações de gerenciamento de rejeitos radioativos.

Para assegurar a adoção desses princípios fundamentais, a Autoridade Competente de cada país deve, entre outras medidas, estabelecer limites para eliminação direta de rejeitos radioativos no ambiente. Para tanto, são levados em consideração tanto os limites de dose individuais, estes baseados na presença de uma Instalação Nuclear ou Radiativa em determinado local como, também, na existência futura de Instalações vizinhas. Assim sendo, um valor correspondente a apenas uma fração do limite de dose individual para o público é normalmente adotado pela Autoridade Competente como limite autorizado ("upper bound") para o descarte de um determinado material radioativo por uma Instalação Nuclear ou Radiativa.

De modo a utilizar o sistema de limitação de dose para o controle de eliminação de rejeito radioativo, é necessário avaliar o impacto radiológico, a partir do local de descarte até o ser humano. Para tanto, identifica-se o grupo de indivíduos mais expostos de uma população, chamado grupo crítico, e considera-se, também, a população como um todo (dose coletiva).

Para a avaliação dessas doses, empregam-se modelos matemáticos que descrevam os diversos caminhos dos radionuclideos até o homem, caminhos esses que envolvem diversos fatores como dispersão no ar e na água, deposição ou migração no solo, ingestão por animais, bioacumulação, irrigação e hábitos alimentares.

5.2 ELIMINAÇÃO DE REJEITOS RADIATIVOS NO BRASIL

5.2.1 Eliminação de Rejeitos Sólidos no Sistema de Coleta de Lixo Urbano

A Norma CNEN-NE-6.05 estabeleceu, em 1985, como limite para liberação de rejeito sólido no sistema de coleta de lixo urbano o valor de atividade especifica de 74 Bq/g (2 nCi/g), qualquer que seja o radionuclideo em questão. Esse valor também foi adotado para isentar materiais radioativos do cumprimento dos requisitos estabelecidos na Norma CNEN-NE.5.01, "Transporte de Materiais Radioativos". No entanto, limites de isenção, tanto para eliminação de rejeito sólido como para transporte, vêm sendo objeto de revisão internacional à medida que os modelos matemáticos para cálculo de dose se tornam mais sofisticados, sendo que a tendência mundial é que seus valores sejam reduzidos, implicando em revisão das normas brasileiras.

5.2.2 Eliminação de Rejeitos Líquidos na Rede de Esgotos Sanitários

A eliminação de rejeitos líquidos na rede de esgotos sanitários está sujeita ao atendimento dos seguintes requisitos:

(a) o rejeito deve ser prontamente solúvel ou de fácil dispersão em água;

(b) a quantidade de cada radionuclídeo liberada diariamente pela Instalação, na rede de esgotos sanitários, não deve exceder o maior dos seguintes valores:
- a quantidade que, se fosse diluída no volume médio diário de esgoto liberado pela Instalação resultasse numa concentração média igual aos limites especificados na Tabela 6, Coluna 1, da Norma CNEN-NE-6.05 "Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas";
- dez vezes o limite especificado na Tabela 6, Coluna 3, da referida Norma.

(c) a quantidade de cada radionuclídeo liberada mensalmente quando diluída no volume médio mensal de esgoto liberado pela Instalação não

deve ter concentração superior aos limites especificados na citada Tabela 6, Coluna 1;

(d) a quantidade anual total de radionuclideos, excluindo o H-3 e C-14 , liberada na rede de esgoto sanitário, não deve exceder 1 Ci ($3{,}7 \times 10^{10}$ Bq);

(e) a quantidade anual de H-3 e C-14, liberada na rede de esgotos sanitários, não deve exceder 5 Ci ($18{,}5 \times 10^{10}$ Bq) e 1 Ci ($3{,}7 \times 10^{10}$ Bq), respectivamente.

De acordo com a Norma CNEN-NE-3.05 “Requisitos de Radioproteção e Segurança para Serviços de Medicina Nuclear”, a excreta de pacientes internados com doses terapêuticas poderá ser lançada diretamente na rede de esgotos sanitários, desde que obedecidos os princípios básicos de radioproteção (Norma CNEN-NE-3.01).
No caso da Instalação não estar conectada à rede de esgotos sanitários, deverá ser submetido à CNEN, para análise e aprovação, o sistema proposto para eliminação de rejeitos radioativos líquidos.

A Tabela 5.1 apresenta os valores das Colunas 1 e 3 da Norma CNEN-NE-6.05 para alguns radionuclídeos mais empregados em pesquisa.

Tabela 5.1 - Limites para Liberação de Rejeitos Líquidos na Rede de Esgotos Sanitários (CNEN-NE-6.05)

Radionuclideo	Coluna 1 (Bq/m^3)	Coluna 3 μCi (10^4 Bq)
Br-82	$3{,}0 \times 10^8$	10 (40)
Ca-45	$1{,}1 \times 10^7$	10 (40)
C-14	$7{,}4 \times 10^8$	100 (400)
Co-58	$1{,}5 \times 10^8$	10 (40)
Cr-51	$1{,}8 \times 10^9$	1000 (4000)
S-35	$7{,}4 \times 10^7$	100 (400)
H-3	$3{,}7 \times 10^9$	1000 (4000)
I-125	$1{,}5 \times 10^6$	1 (4)
I-131	$2{,}2 \times 10^6$	1(4)
Mo-99	$1{,}8 \times 10^8$	100 (400)
P-32	1.8×10^7	10 (40)
Na-22	$3{,}7 \times 10^7$	-
Tc-99m	$7{,}4 \times 10^9$	100 (400)

5.3 REJEITOS RADIOATIVOS ORIUNDOS DE ATIVIDADES DE PESQUISA

Os importantes avanços, tanto preventivos como corretivos, registrados na área de gestão ambiental apontam para a necessidade de solucionar, a curto prazo, os problemas relacionados à gerência dos rejeitos gerados em medicina, indústria e pesquisa.

Apesar das baixas concentrações de materiais radioativos liberadas para o meio ambiente em trabalhos de pesquisa, o perigo de contaminação ambiental por soluções cintiladoras + solventes orgânicos + substâncias radioativas; rejeitos biológicos + substâncias radioativas; solventes orgânicos + ácidos e outros materiais patogênicos e pirofóricos, têm despertado preocupação, pela forma como esses materiais são gerenciados pelas Universidades e Centros de Pesquisa.

5.3.1 Líquidos deCintilação

Seis elementos básicos (hidrogênio, carbono, nitrogênio, oxigênio, cálcio e enxofre) compõem, no total, mais de 97 % dos organismos vivos. É razoável, portanto, que exista especial interesse por radioisótopos desses elementos, tanto na pesquisa em biociências, como para aplicações médicas. Entretanto, entre os mencionados acima, os elementos facilmente disponíveis e de meias-vidas suficientemente altas para sua aplicação limitam-se ao H-3, C-14, P-32 e S-35, emissores ß puros.

A técnica de contagem ß por cintilação líquida, em especial para o carbono-14 e o trício, ambos emissores ß de baixa energia, emprega um detector de cintilação líquida composto de duas partes básicas: um vidro com a amostra radioativa e o detector e um tubo fotomultiplicador com o sistema eletrônico que lhe é associado.

O vidro com amostra radioativa e detector (detector “vial”) consiste de um radionuclídeo misturado a um líquido cintilador, dissolvido em solvente comum, visando formar uma solução tão incolor quanto possível. As moléculas cintiladoras atuam como detectores de radiação.

Sob o ponto de vista de gerência de rejeitos, o principal problema no uso de um detector líquido de cintilação é o fato do material radioativo estar associado a solventes orgânicos como tolueno e xileno, classificados como produtos tóxicos. Assim, a eliminação em rede de esgotos sanitários fica dificultada, não pela presença do material radioativo em si, mas pelo fato do solvente ser insolúvel em água.

5.3.2 Rejeitos Biológicos

Dentro da categoria de rejeitos radioativos, os rejeitos biológicos são aqueles cuja composição apresenta, em sua maior parte, matéria orgânica contaminada por material radioativo como, por exemplo, carcaças de animais, sangue, etc.

Os rejeitos biológicos putrescíveis/patogênicos devem ser pré tratados, no mesmo dia em que foram gerados, de modo a prevenir sua putrefação. Os seguintes métodos podem ser utilizados:

Congelamento: Os rejeitos devem permanecer congelados no “freezer”, até que possam ser liberados, por decaimento, como não radioativos;

Químico: Soluções químicas como formol ou hipoclorito retardam a decomposição. O rejeito deve ser totalmente coberto pelo líquido. Se for usado formol concentrado, o rejeito ficará mumificado em um ano e poderá ser tratado como rejeito sólido, ou liberado como lixo comum, caso sua atividade esteja abaixo do limite de isenção;

Incineração: Apesar de ser um método eficaz, a incineração de matéria orgânica associada a radionuclídeos deve ser previamente avaliada e aprovada pela CNEN.

5.3.3 Rejeitos Infectados

O rejeito infectado, como, por exemplo, seringas com amostras de sangue, deve ser esterilizado com produtos químicos, como permanganato de potássio ou hipoclorito de sódio, permanecendo submerso por, pelo menos, doze horas. A atividade remanescente no líquido de esterilização deve ser determinada, para fins de eliminação. Os rejeitos contaminados com bactérias, protozoários, insetos, etc., que sejam de alguma forma considerados patogênicos, devem sofrer um rigoroso controle de qualidade, de forma que sua liberação seja feita com segurança para a saúde e o meio ambiente.

Os rejeitos radioativos devem ser imediatamente identificados, classificados, registrados em ficha de controle, acondicionados e armazenados em local adequado. Os rejeitos que estiverem abaixo do limite de isenção devem ter o mesmo destino que o lixo comum da instalação. Materiais ou equipamentos ainda úteis devem ser descontaminados para reutilização ou reciclagem, reduzindo, sempre que possível, o volume de rejeitos gerados.

5.4 MINIMIZAÇÃO DA GERAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS

A geração de rejeitos radioativos deve ser, tanto quanto possível, minimizada, o que pode ser alcançado por meio da adoção de procedimentos operacionais adequados, tanto para evitar contaminação como com vistas a reduzir o volume de rejeitos a ser gerenciado, podendo ser citados como exemplo a segregação eficiente entre rejeito radioativo e não radioativo, a reutilização de materiais e equipamentos, após descontaminação e uso racional de papéis para limpeza e forração de bancadas bem como de soluções para descontaminação.

5.5 PRINCIPAIS ASPECTOS ASSOCIADOS À GERÊNCIA DE REJEITOS RADIOATIVOS

A Gerência de Rejeitos Radioativos compreende um conjunto de atividades administrativas e técnicas envolvidas na coleta, segregação, manuseio, tratamento, acondicionamento, transporte, armazenamento, controle e deposição de rejeitos radioativos. A Figura 5.1 apresenta um esquema resumido de algumas dessas etapas.

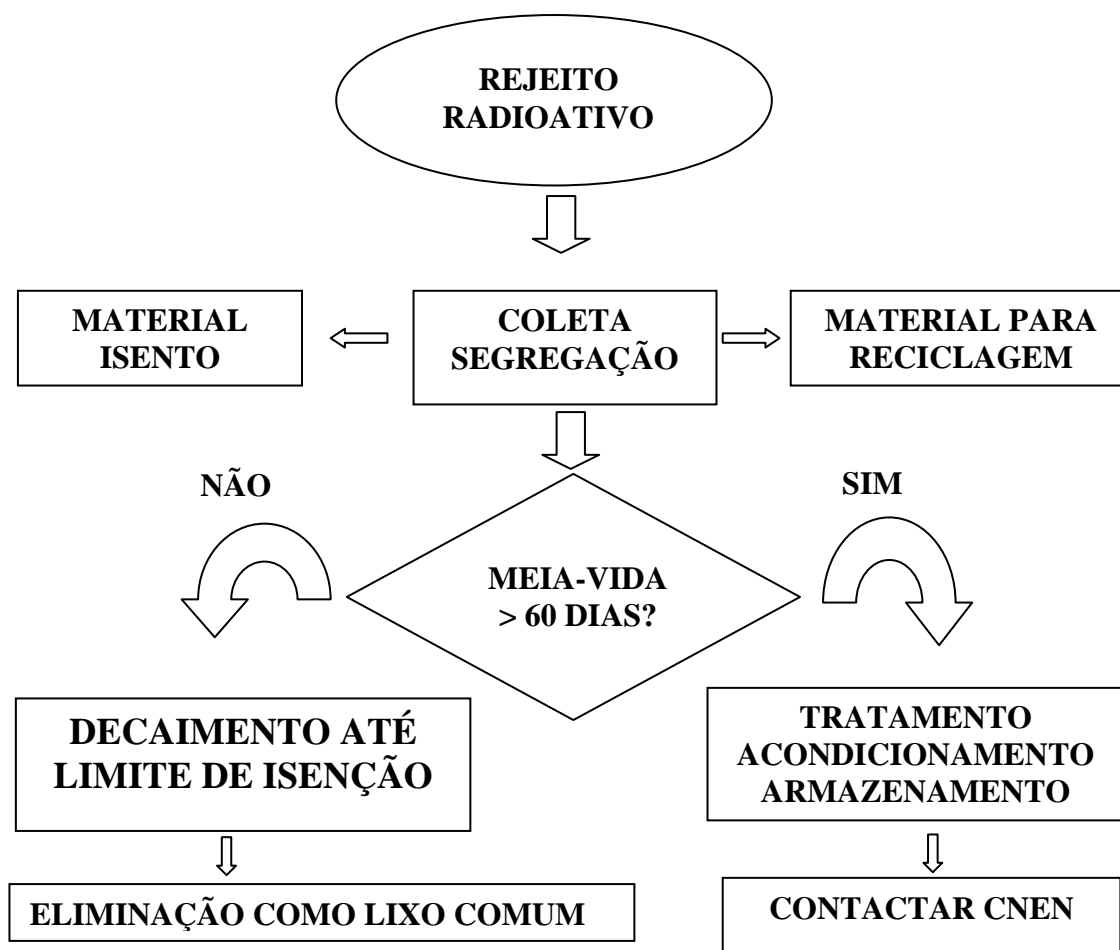



Figura 5.1 Fluxograma Básico de Gerência de Rejeitos Radioativos

5.5.1 Segregação

A etapa de segregação compreende a separação de rejeitos de acordo com suas características físicas, químicas, biológicas e radiológicas, devendo ser realizada durante a coleta.

Algumas regras gerais e específicas devem ser seguidas, a saber:

Regras Gerais:

- Não misturar rejeito sólido com rejeito líquido;
- Não misturar rejeito orgânico com inorgânico; e
- Não misturar rejeito biológico com não biológico.

Regras Específicas:

- Rejeitos contaminados com Tc-99m devem ser segregados dos demais rejeitos radioativos, posto que sua meia-vida curta permite que, após um mês de armazenamento (equivalente a um fator de decaimento da ordem de 10^{-36}), possam ser descartados com segurança através do sistema de coleta de lixo urbano (sólidos) ou pela rede de esgoto sanitário (líquidos);
- Rejeitos contendo C-14 também devem ser segregados dos demais rejeitos, uma vez que seu armazenamento para decaimento não surte efeito. Neste caso, face à meia-vida elevada desse radionuclídeo, os rejeitos devem ser recolhidos à CNEN;
- Rejeitos contendo H-3 que, além de possuir meia-vida longa, é de difícil detecção, também devem ser segregados dos demais rejeitos e recolhidos à CNEN. Observa-se, neste caso, que o risco de manuseio de rejeitos contendo H-3 é desprezível. A manutenção de inventário de sua atividade é bastante importante;
- Rejeitos contendo Na-24 também devem ser segregados dos demais rejeitos e isolados, face aos elevados riscos de dose externa. Entretanto, o armazenamento para posterior decaimento é bastante eficiente neste caso, posto que sua meia-vida de 15 horas permite que, após dois meses de armazenamento (correspondendo a um fator de decaimento da ordem de 10^{-29}), sejam eliminados através do sistema de coleta de lixo urbano ou pela rede de esgoto;
- Rejeitos contendo Sr-90 e Ca-45 também devem ser segregados dos demais rejeitos, uma vez que o armazenamento para posterior decaimento também não surte efeito com estes radionuclídeos. Cuidados devem ser observados durante o manuseio de Sr-90, devido aos riscos de irradiação externa e, principalmente, aos riscos relacionados com as doses provenientes de contaminação de pele. Esses rejeitos, cujo

inventário é muito importante manter em arquivo (atividade e data de armazenamento), também deverão ser recolhidos à CNEN; e

- Rejeitos contendo I-131, I-125, Cr-51 e P-32 podem ser armazenados para decaimento e posterior eliminação através do sistema de coleta de lixo urbano ou pela rede de esgoto sanitário.

5.5.2 Coleta, Acondicionamento e Armazenamento

Para a coleta de rejeitos radioativos sólidos, são utilizados normalmente recipientes metálicos, com pedal, forrados internamente com saco plástico reforçado, preferencialmente em cor viva, ostentando claramente o símbolo de radiação e, ainda, a indicação da categoria de rejeitos para a qual foi destinado. Esses recipientes devem ser colocados nos laboratórios e empregados unicamente para rejeitos radioativos, devendo existir outros receptáculos para o lixo comum. Agulhas e objetos cortantes ou perfurantes devem ser protegidos por pequenas caixas, antes de serem colocados no recipiente.

Os rejeitos líquidos devem ser coletados em frascos pequenos, normalmente de até dois litros, com tampa rosqueada vedante. O material do recipiente deve ser escolhido de modo a não interagir com o líquido armazenado, especialmente no caso de líquidos orgânicos. Sempre que possível, deve ser utilizado material plástico. No local de armazenamento, os recipientes devem ser colocados sobre uma bandeja de material inquebrável, com profundidade suficiente para conter, com a devida margem de segurança, o volume total do rejeito, em caso de derramamento.

Os recipientes não devem apresentar contaminação superficial externa em níveis superiores aos estabelecidos na Tabela 5.2. Os níveis de contaminação são obtidos pela média de medições realizadas numa área de 300 cm^2, em todas as faces da superfície externa do recipiente.

Tabela 5.2 Níveis Máximos de Contaminação Radioativa Permitidos em Recipientes

Tipo de emissão	**Nível máximo permissível**	
	Bq/cm^2	$\mu Ci/cm^2$
Emissores β e γ , bem como Emissores α de baixa toxicidade	4	10^{-4}
Todos os outros emissores α	0,4	10^{-5}

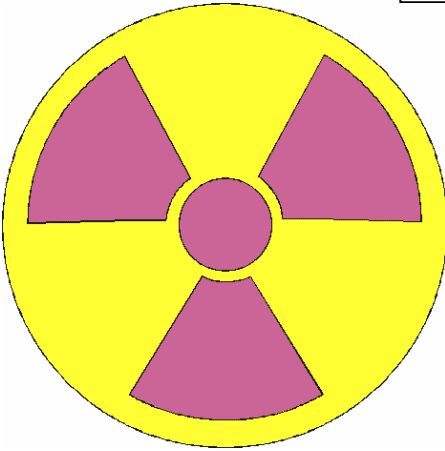
5.5.3 Caracterização, Classificação e Identificação

Os rejeitos radioativos devem ser imediatamente identificados, classificados, registrados em ficha de controle, acondicionados e armazenados em local adequado. Os rejeitos que estiverem abaixo do limite de isenção devem ter o mesmo destino que o lixo comum da instalação. Materiais ou equipamentos ainda úteis devem ser descontaminados para reutilização ou reciclagem, reduzindo, sempre que possível, o volume de rejeitos gerados.

Os rejeitos radioativos devem ser caracterizados por meio de suas propriedades físicas, químicas, biológicas e radiológicas, sendo os parâmetros mais relevantes:

- Forma física, volume, massa e local de origem do rejeito;
- Radionuclídeos presentes, meias-vidas, atividade, taxa de exposição e tempo necessário para decaimento;
- Características físicas e químicas (compactabilidade, combustibilidade, inflamabilidade, corrosividade, etc.) bem como biológicas (putrescibilidade, patogenicidade).

A correta caracterização dos rejeitos é importante no sentido de quantificar sua geração e, assim, estimar o número de embalagens necessárias ao seu acondicionamento, bem como dimensionar o local de armazenamento provisório.

O conhecimento das propriedades dos rejeitos gerados é, também, importante tanto para classificá-los como para definir os requisitos de segurança aplicáveis às demais etapas de sua gerência (tratamento e deposição final).

Os rejeitos radioativos são classificados em categorias, segundo o estado físico (sólido, líquido ou gasoso), a natureza da radiação que emitem (emissores beta/gama ou emissores alfa), a concentração e a taxa de exposição (baixo, médio ou alto nível de radiação), conforme especificado na Norma CNEN-NE-6.05.

Os rejeitos devem ser devidamente identificados por meio de etiqueta contendo o símbolo internacional de radiação e outras informações relevantes. A Figura 5.2 ilustra um modelo de etiqueta para identificação de rejeitos radioativos gerados em instituições de pesquisa.

5.5.4 Armazenamento para Decaimento

O objetivo do armazenamento para decaimento é manter o rejeito radioativo sob controle, até que sua atividade atinja níveis que permitam liberá-lo como lixo comum ou, ainda, uma liberação controlada para o meio ambiente. Dependendo da quantidade de rejeito a ser armazenada, pode-se usar um cofre blindado, no próprio laboratório, ou uma sala dedicada exclusivamente ao armazenamento de rejeitos. De maneira geral, os seguintes requisitos devem ser atendidos:

- os rejeitos radioativos aguardando decaimento para eliminação devem ser mantidos separados de quaisquer outros materiais radioativos em uso;
- da mesma maneira, os rejeitos radioativos devem ser separados, fisicamente, de materiais não radioativos, especialmente de materiais explosivos, inflamáveis ou tóxicos;

IDENTIFICAÇÃO DE REJEITOS RADIOATIVOS

ID

Origem: ________________________________

Data de Recolhimento: ___/___/___

Radionuclídeo:___________________________

Atividade/Data: _______________ - ___/___/___

Taxa de Exposição: superfície _______________

1 metro _________________

Forma Física: ______ Massa: ____ Volume: ____

Compactável: ( ) sim ( ) não

Risco Associado: _________________________

Data para Eliminação: ___/___/___

Figura 5.2 Modelo de Etiqueta para Identificação de Rejeitos

- o local destinado ao armazenamento provisório de rejeitos radioativos deve situar-se distante das áreas normais de trabalho, ou de áreas regularmente ocupadas por pessoas;
- caso seja necessária, deve ser providenciada blindagem para assegurar que a taxa de dose, em qualquer ponto acessível fora do depósito, não exceda os limites de dose para indivíduos do público;
- o depósito provisório deve ser amplo o suficiente para permitir a verificação periódica da integridade dos recipientes e a visualização das etiquetas, possibilitando identificar, facilmente, a data para liberação de cada grupo de rejeitos;
- as superfícies internas do depósito devem ser lisas e pintadas com tinta plástica impermeável, para facilitar a descontaminação, caso necessário;
- o depósito de rejeitos deve ser sinalizado com o símbolo de radiação, logo na entrada. Deve haver monitoração rotineira da área e o acesso deve ser restrito ao pessoal autorizado;
- no caso de serem armazenadas quantidades significativas de H-3, C-14, I-125, I-131 ou Ra-226, bem como de outros materiais que possam produzir gases, deve ser providenciado um sistema de ventilação/ exaustão/ filtragem, conforme aplicável, para que não se forme concentração de gases radioativos;
- os procedimentos de proteção física e de radioproteção, bem como aqueles para situações de emergência devem ser divulgados ao pessoal que tem acesso ao depósito;
- todos os rejeitos a serem armazenados devem estar corretamente acondicionados e identificados;
- a data em que será alcançado, por decaimento, o valor estabelecido para eliminação deve estar claramente explicitada na etiqueta. Os rejeitos devem ser agrupados e organizados de maneira a minimizar a dose de radiação dos trabalhadores envolvidos na atividade de gerência de rejeitos; e
- deverão ser mantidos atualizados os inventários dos materiais radioativos armazenados e/ou eliminados.

Para rejeitos sólidos, o tempo de armazenamento (t), em dias, é facilmente calculado por meio da expressão a seguir. A unidade desse tempo será igual à unidade da meia-vida do radionuclídeo, ou seja, se, no cálculo, for aplicada a meia-vida em dias, o período de armazenamento será expresso em dias.

$$t = \frac{\ln (Ao/A)}{\lambda}$$

onde:
A_0 - atividade específica inicial do rejeito armazenado (Bq/g);
A - atividade específica de isenção (74 Bq/g);

λ - constante de decaimento (1/dia) = ln (2)/ $t_{1/2}$

Três tipos de estimativas podem ser feitas para verificar se a concentração e a atividade ou atividade específica do rejeito estão em conformidade com os respectivos limites para eliminação:

a) por meio de hipóteses cautelosas, isto é, supondo a atividade remanescente (adsorvida) em frascos, seringas, vidros, etc., no caso de rejeitos sólidos, igual a 2% da atividade inicial contida nos mesmos;
b) em alguns casos, por meio da taxa de exposição na superfície de determinados volumes conhecidos, função da densidade do rejeito e da atividade existente; e
c) por meio de contaminação de superfície.

a) <u>Considerando 2% da Atividade Adsorvida no Recipiente</u>

Os rejeitos radioativos podem ser eliminados como rejeitos convencionais quando suas atividades, atividades específicas ou concentração em atividade forem inferiores às estabelecidas em Norma específica da CNEN.

Considera-se, como hipótese segura, que 2% da atividade do radioisótopo sempre permaneçam adsorvidas em cada seringa, ponteira, frasco, etc. utilizados; que A_0 corresponda à atividade específica do material em determinada data (ex.: na data de aquisição) e que A seja a atividade específica permitida para eliminação através do sistema de coleta de lixo urbano. Deseja-se conhecer qual é o tempo, t, necessário para o decaimento de A_0 até a atividade limite A.

A título de exemplo, considera-se a aquisição de 30 μCi de I-125, em 01.03.94, contido em um frasco de 23 g. Como o limite estabelecido para eliminação de rejeitos sólidos através do sistema de coleta de lixo urbano é 74 Bq/g (2 nCi/g), tem-se que:

$$A = 2nCi/g = 2000\ \mu Ci\ /g$$

Uma vez que A_0 representa a atividade específica do frasco, ou seja, 2% da atividade inicial, tem-se que:

$$A_0 = 0{,}02 \times 30\ \mu Ci/23g = 0{,}026\ \mu Ci/g = 26nCi/g$$

Como a meia-vida do Iodo-125 é de 60 dias,

$$\lambda = 1n2/t_{1/2} = 0{,}693/(60\ dias) = 0{,}01155\ dias^{-1}$$

(usar pelo menos 5 algarismos decimais)

Assim, o número de dias que o material deve ficar armazenado, a partir de 01.03.94, será:

$$t = \ln(A_0/A)/\ \lambda = \ln(26/2)/\ 0{,}01155$$

ou seja,

$$t = 222 \text{ dias.}$$

Assim, após 222 dias, contados a partir de 01.03.94, o material pode ser considerado como não radioativo; os rótulos indicando presença de radioatividade devem ser retirados e ele pode ser, então, eliminado no sistema de coleta de lixo urbano, caso não contenha outro tipo de material toxico que o impeça.

b) <u>Por Meio da Taxa de Exposição</u>

O fluxo de fótons esperado à meia altura da superfície lateral de uma fonte homogênea cilíndrica, desprezado o fator de build-up (correção para os fótons espalhados), é dado por:

$$\phi = S_v . G(\mu_s h/2, 2\mu_s R_0)/2\mu_s$$

onde:

S_v - fonte volumétrica, em Bq/cm^3;
$G(\mu_s h/2, 2\mu_s R_0)$ - função geométrica adimensional;
μ_s - coeficiente de absorção da fonte, em cm^{-1};
R_0 - raio da fonte, em cm;
h - altura da fonte, em cm; e
ϕ - fluxo de fótons, em fótons/(cm^2.s)

A taxa de exposição, em R/h, à meia altura da superfície do tambor (embalagem) é determinada por:

$$X = \sum_i [\phi .\%_i . E_i . \mu_i/\rho_{ar}] . F_c$$

onde:

X - taxa de exposição, em R/h;
$\%_i$ - porcentagem de fóton emitido de energia i;
ϕ - fluxo de fótons, obtido pela equação anterior;
E_i - energia do gama, em MeV;
μ_i/ρ_{ar} - coeficiente de absorção mássico do ar, em cm^2/g, função da energia do fóton; e
F_c - fator de conversão, em (g.R.s)/(MeV.h) = $1{,}6 \times 10^{-8}$.

Em função da taxa de exposição na superfície, pode ser feito um cálculo teórico cauteloso da quantidade máxima de material radioativo contido dentro de uma embalagem, levando em consideração:

- valor mínimo da função G(a,b), isto é, o menor fluxo;
- uma embalagem pequena, de dimensões H = 50 cm e R = 10 cm;
- que o valor de μ/ρ não varia muito com o tipo de densidade de material, nem com a energia do gama emitido; e
- uma densidade do rejeito sólido da ordem de 0,0081 g/cm^3.

Entretanto, na prática, devido ao baixo valor do limite para eliminação de rejeito sólido através do sistema de coleta de lixo urbano, o detector utilizado pode não apresentar a devida sensibilidade, como será mostrado a seguir.

A Tabela 5.3 apresenta os valores de μ/ρ dos principais emissores gama usados na área de pesquisa, para fins de cálculo da sensibilidade mínima exigida do detector, relativa à taxa de exposição, em cada caso, equivalente a uma atividade específica do rejeito de 74 Bq/g.

Tabela 5.3 Dados Referentes aos Principais Emissores Gama Usados em Pesquisa

RADIONUCLÍDEO	ENERGIA (MeV)	PORCENTAGEM %	μ/ρ (cm^2/g)
I-125	0,03	100	0,2300
I-131	0,37 0,64 0,72	81,6 7,1 1,8	0,0317 0,0319 0,0311
Na-24	1,368 2,754	100 100	0,0288 0,0220
Cr-51	0,32	10	0,0312

Levando em consideração os dados acima, um saco plástico de 50 cm de altura e 10 cm de raio, contendo material contaminado de baixa densidade (0,008 g/cm^3), bem como as equações anteriores, pode-se calcular, de forma aproximada, a taxa de exposição, na superfície dessa embalagem, correspondente a uma atividade específica de 74 Bq/g nela contida, para cada radionuclídeo acima, resultando em:

I-125 $\cong$ 0,3 μR/h
Cr-51 $\cong$ 0,9 μR/h
I-131 $\cong$ 10 μR/h

$$\text{Na-24} \cong 0{,}14 \text{ mR/h}$$

Observa-se, a partir dos resultados obtidos, que é impraticável utilizar a medição de taxa de exposição na superfície de sacos contendo materiais contaminados com I-125 e Cr-51 como base para eliminá-los através do sistema de coleta de lixo urbano, uma vez que a radiação de fundo média (“background”) é da ordem de 11 μR/h.

c) <u>Por Meio de Contaminação de Superfície</u>

Vários são os fatores a serem levados em consideração quando uma medição for realizada com um detector. Dentre os mais importantes, pode-se citar:

- tempo morto (f1);
- geometria do detector versus dimensão da fonte (f_2); e
- interação com o detector(f_3).

Sendo S o número de partículas emitidas, por segundo, pela fonte e R o número de partículas detectadas, por segundo, pelo detector, e levando em conta os fatores acima, pode-se escrever:

$$R = f1 \,.\, f2 \,.f3 \,.\, S$$

<u>Tempo Morto</u>

Definido como o intervalo mínimo de tempo que pode transcorrer entre a chegada de duas partículas no detector, para que dois pulsos distintos sejam gerados.

A taxa de contagem real (n), em função da taxa de contagem (g) registrada pelo detector, é representada por:

$$n = g/(1-gt)$$

e

$$f1 = g/n = 1-gt$$

<u>Exemplo 5.1</u>

Supondo que o tempo morto de um detector seja de 200 μs e que a taxa de contagem registrada por ele tenha sido de 30.000 cpm (500 cps), pode se calcular a porcentagem de partículas não contadas pelo detector.

$$n = 30.000/60/(1- (30.000/60) \times 200 \times 10^{-6} \text{ s}) = 555{,}5 \text{ cps}$$

$$(n-g)/n = (555-500)/555 = 10\% \text{ de contagens perdidas}$$

$$f1 = 500/555$$

Geometria do Detector e Dimensão da Fonte

A geometria do detector/fonte afeta a medição de duas maneiras. Em primeiro lugar, o meio entre a fonte e o detector pode espalhar ou absorver parte das partículas emitidas. Em segundo lugar, as geometrias da fonte e do detector, assim como a distância entre os dois, determinam a porção de partículas que entram no detector e que têm chance de serem contadas.

Assim, é importante, no segundo caso, calcular o ângulo sólido Ω (= f2) entre a fonte e o detector, definido como sendo a relação entre o número de partículas emitidas, por segundo, dentro do espaço definido pelo contorno da fonte e do detector e o número de partículas emitidas, por segundo, pela fonte.

Para uma fonte pontual, localizada a uma distância d do centro de um detector com abertura circular de raio R, o ângulo sólido é:

$$\Omega = (1/2) \, . \, (1 - \{d /(d^2+R^2)^{½}\})$$

No caso de uma fonte cilíndrica de raio R_s e um detector cilíndrico de raio R_d, o ângulo sólido pode ser aproximado por:

$$\Omega = (\omega^2/4).\{1-(3/4).(\omega^2+\varphi^2)+(15/8).[(\varphi^4+\omega^4)/3+\omega^2\varphi^2] - (35/16).[(\varphi^6+\omega^6)/4+(3/2)\omega^2\varphi^2(\varphi^2+\omega^2)]\}$$

onde:

$\omega = R_d /d$; e
$\varphi = R_s /d$

Exemplo 5.2

Em um detector Geiger-Müller típico, com abertura cilíndrica de diâmetro igual a 50 mm, o ângulo sólido de uma fonte pontual localizada a 10 cm de distância do detector pode ser determinado conforme se segue:

$$\Omega = (1/2).(1-\{0,10/(0,10^2+[25x10^{-3}]^2)^{½}\}) = 0,015$$

Se o ângulo sólido for igual a 1, a geometria é chamada de 4π (eficiência igual a 100%) e se for igual a 0,5, é chamada de 2π (eficiência igual a 50%).

Observa-se que, para um monitor de superfície, o valor do ângulo sólido é igual a 0,5 quando d=0, isto é, quando o detector se aproximar da superfície do lugar contaminado. Neste caso, como as fontes radioativas são isotrópicas, isto é, a probabilidade de uma partícula ser emitida é igual para qualquer direção, ao se aproximar o detector do lugar contaminado, 50% das partículas atingirão o detector, ou seja, aquelas que são emitidas na direção do detector.

Interação com o Detector

Dois aspectos devem ser levados em consideração neste caso, a saber:

- o tamanho e a espessura da janela do detector, que determinam o número de partículas que pode entrar no detector e quanta energia elas perdem ao interagir com o material da janela; e
- as partículas que entram no detector não são necessariamente contadas, dependendo da eficiência do detector. Esta é definida como o número de partículas que entram no detector, por unidade de tempo, e o número de partículas que são registradas por ele (f3), por unidade de tempo.

De modo geral, a eficiência de um detector depende da densidade e tamanho de seu material, do tipo e energia da radiação, bem como da eletrônica associada. Quanto mais denso o material, maior a eficiência do detector, o que nos leva a afirmar que detectores de estado sólido são mais eficientes do que os detectores gasosos.

As partículas carregadas, por terem alto TLE (Transferência Linear de Energia), são mais facilmente absorvidas do que as radiações eletromagnéticas, fazendo com que os detectores apresentem eficiência próxima a 100% para as partículas carregadas. Entretanto, deve-se observar que, para partículas carregadas de baixa energia, a espessura da janela do detector pode ser suficiente para blindá-las, reduzindo, neste caso, a eficiência para 0%.

Algumas aproximações teóricas podem ser feitas para estimar a eficiência f3 do detector para radiação gama (fótons), como será visto a seguir.

Para um feixe paralelo de fótons de energia E, incidindo na janela de um detector cilíndrico de comprimento L e densidade de material conhecida, a eficiência pode ser estimada em:

$$f3 = 1 - e^{-\mu L}$$

Exemplo 5.3

Qual é a eficiência de um detector de iodeto de sódio de 50 mm de comprimento para um gama de energia igual a 2 MeV e 0,5 MeV, sabendo que a densidade do iodeto de sódio é de 3,67 g/cm3 e que o coeficiente de atenuação para energia de 2 MeV é igual a 0,00412 m2/kg e, para 0,5 MeV, é igual a 0,0091 m2/kg?

$$f3 = 0,53 = 53\% \text{ p/ } 2 \text{ MeV};$$

$$f3 = 0,81 = 81\% \text{ p/ } 0,5 \text{ MeV}$$

Exemplo 5.4

Um detector cilíndrico (diâmetro = 40 mm), cuja eficiência de medição é de 60%, foi utilizado para medir uma fonte pontual, localizada a 10 cm do mesmo. Sabendo-se que: a radiação de fundo é 40 cpm; o valor da taxa de contagem no detector é 600 cpm; e o tempo morto é 100 μs, qual será a atividade medida?

$$f1 = g/n = 1 - gT = 1- (600/60) . 100 . 1.10^{-6} = 0,999$$

$$f2 = (1/2) . \{1-0,1/[(0,1^2+(20x10^{-3})^2]^{½}\} = 0,0097$$

$$f3 = 0,6$$

Logo, tem-se:

$$S = R/(f1. f2 . f3)$$

sem correção para a radiação de fundo, ou

$$S = [(R/f1)-B]/(f2 . f3),$$

com correção. Assim,

$$540 \text{ cpm} / [0,0097) . (0,60)] = 92783 \text{ dpm} = 92783/60 = 1546 \text{ Bq}$$

5.5.5 Tratamento, Acondicionamento e Transporte

Os rejeitos que não podem ser liberados devem ser tratados e acondicionados em embalagens que estejam de acordo com os requisitos de integridade para transporte e armazenamento. Normalmente, os hospitais e

laboratórios que manipulam radioisótopos podem assegurar, apenas, um tratamento simples aos rejeitos, de modo a reduzir seu volume e garantir a segurança radiológica durante o armazenamento e transporte. Deve-se tomar cuidado com a adição de produtos químicos que possam formar compostos voláteis.

Rejeitos radioativos somente poderão ser cimentados ou incinerados com autorização da CNEN.

Os Institutos da CNEN estão capacitados a receber rejeitos radioativos provenientes de aplicações médicas, industriais e em atividades de pesquisa. O transporte de rejeitos radioativos deve ser feito em conformidade com a Norma CNEN-NE-5.01 e seguindo as diretrizes do Ministério dos Transportes.

5.5.6 Características Principais de Alguns Radionuclídeos Utilizados em Pesquisa a serem levadas em Consideração quando da Gerência de Rejeitos

É fundamental, para a correta gerência de rejeitos, levar em consideração as características dos radionuclídeos, como tipo de emissor, meia-vida, energia gama, energia beta e respectivas porcentagens, bem como poder de penetração no ar, apresentadas anteriormente para os radionuclídeos mais empregados em pesquisa (Tabela 4.1).

5.5.7 Taxas de Dose Externa Estimadas para Pessoal que Manuseia Rejeitos Radioativos em Pesquisa

A Tabela 5.a apresenta as taxas de dose esperadas a 30 cm e a um metro de uma fonte pontual de 1 mCi de atividade, bem como ao contato com um frasco de vidro (50 ml) ou uma seringa de plástico (5 ml) contendo fonte de 1 mCi de atividade, distribuída nos respectivos volumes citados.

Tabela 5.4 Taxas de Dose Externa em Função da Distância, para Fontes de 1 mCi.

ISÓTOPO	Doses (fonte pontual) 30 cm 1 m (mSv/h)	Doses ao contato com frasco de vidro de 50 ml (mSv/h)	Doses ao contato com seringa de plástico de 5 ml (mSv/h)
^{90}Sr	7,5 $2,6x10^{-3}$	5,2	1600
^{45}Ca	---	---	---
^{51}Cr	$2,1x10^{-3}$ $1,4x10^{-4}$	0,45	2,8
^{14}C	---	---	---
^{125}I	$1,3x\ 10^{-2}$ $5,1 \times 10^{-4}$	1,3	15
^{131}I	3,2 (pele) $2,9 \times 10^{-2}$ $1,8 \times 10^{-3}$	6,6	39
^{24}Na	4,6 (pele) 0,21 $1,7 \times 10^{-2}$	61	810
^{32}P	4,4 (pele) $4,9x10^{-5}$	$2,6 \times 10^{-2}$	880
^{35}S	---	---	---
^{3}H	---	---	---
^{99m}Tc	$1,0 \times 10^{-2}$ $6,7 \times 10^{-4}$	2,2	13

Comparando os dados da Tabela 5.4 com os da Tabela 4.1, observa-se que, em termos de doses externas, sem contato, os radioisótopos que mais contribuem para a dose absorvida são os seguintes emissores beta ou beta/gama de alta energia:

- Na-24;
- Sr-90 (em equilíbrio com o filho Y-90, emissor beta de alta energia, 2,28 MeV-100%); e
- I-131.

Em termos de dose ao contato com uma seringa, os radionuclídeos que mais inspiram cuidados são os emissores beta de alta energia, quais sejam, Sr-90, P-32 e Na-24.

Em caso de contato com um frasco de vidro, merecem mais cuidado o Na-24, o I-131 e o Sr-90.

Pode-se também observar, dos dados apresentados, que os radionuclídeos mais críticos, em termos de exposição externa e manuseio (comparativamente) são o Na-24, o Sr-90, o I-131 e o P-32.

5.6 BIBLIOGRAFIA CONSULTADA

[1] Saunders, P.A.H.;Wade, B.O. - Radiation and its Control, in Nuclear Power Technology, Volume 3: Nuclear Radiation, Marshall, W. (editor), Clarendon Press, Oxford, 1983;

[2] Safety Series No 70 "Management of Radioactive Wastes Producd by Users of Radioactive Materials", International Atomic Energy Agency, Vienna, 1985.

[3] Norma CNEN-NE-6.05. Gerência de Rejeitos Radioativos em Instalações Radiativas, 1985;

[4] Norma CNEN-NE-3.01 - Diretrizes Básicas de Radioproteção, 1988;

[5] UNSCEAR, 1993 "Sources, Effects and Risks of Ionizing Radiation". United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation. Report to the General Assembly of the United Nations. New York, 1994;

[6] UNSCEAR, 1994 "Medical Radiation Exposures. United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation", Review of the Fortieth Session of UNSCEAR. New York, 1994.

[7]Safety Series No 111-F "The Principles of Radioactive Waste Management", Safety Fundamentals, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1995.

[8] Xavier, A.M. ; Wieland, P. Heilbron, P.F.L. e Ferreira, R.S. "Programa de Gerência de Rejeitos em Pesquisa – PROGER" Coordenação de Rejeitos Radioativos, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1998;

[9] Pereira da Silva, E.M e Cussiol, N.A.M. "Gerência de Rejeitos Radioativos de Serviços de Saúde", Publicação CDTN-857/99, Centro de Desenvolvimento da Tecnologia Nuclear, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 1999.

6.TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS

6.1 INTRODUÇÃO

O desenvolvimento da indústria nuclear, a partir de 1950, e a conseqüente movimentação de materiais radioativos entre países apontaram a necessidade de elaboração de normas e a assinatura de um acordo internacional, de modo a garantir a segurança no transporte, armazenamento em trânsito e manuseio desses materiais pertencentes à Classe 7 de produtos perigosos, conforme classificação da Organização das Nações Unidas, ONU, mostrada na Tabela 6.1.

Tabela 6.1 Classificação Internacional de Produtos Perigosos

Classes de Produtos Perigosos	Materiais Classificados como Perigosos
Classe 1	Explosivos
Classe 2	Gases
Classe 3	Líquidos Inflamáveis
Classe 4	Sólidos Inflamáveis, Materiais de Combustão Instantânea
Classe 5	Substâncias Oxidantes, Peróxidos Orgânicos
Classe 6	Substâncias Infecciosas ou Venenosas
Classe 7	Materiais Radioativos
Classe 8	Corrosivos
Classe 9	Outras Substâncias Perigosas

A Agência Internacional de Energia Atômica, AIEA, contando com a contribuição de peritos de diversos países, iniciou, em 1959, a elaboração do Regulamento para o Transporte Seguro de Materiais Radioativos, Safety Series No. 6, publicado pela primeira vez em 1961. Esse regulamento obteve ampla aceitação internacional e tem sido, desde então, periodicamente revisado, sendo a revisão de 1985 a base da legislação da CNEN sobre a matéria. A revisão de 1996 da AIEA foi publicada como Safety Standards Series No. ST-1. Esse mesmo regulamento, com pequenas correções editoriais, foi publicado como Safety Standards Series, No. TS-R-1 (ST-1, Revised), em 2000.

6.2 ORGANIZAÇÕES INTERNACIONAIS QUE REGULAMENTAM O TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS

O transporte rodoviário, ferroviário, marítimo ou aéreo de materiais radioativos está sujeito não só à legislação vigente em cada país como, em caso de transporte entre países, aos regulamentos, acordos e convenções bilaterais, ou internacionais, conforme exemplificado a seguir.

6.2.1 IMO (International Maritime Organization)

A primeira convenção sobre segurança da vida no mar, conhecida como SOLAS (Safety of Life at Sea) e realizada em 1914, estabeleceu a proibição do transporte de produtos que, por razões de sua natureza, quantidade e modo de armazenamento, pudessem colocar em risco a vida de passageiros ou a segurança do navio. A Organização Marítima Internacional, criada em 1958, convocou uma conferência com o objetivo de revisar a Convenção SOLAS. Como resultado, em 1960 foi acrescentado um capítulo que tratava exclusivamente de transporte marítimo de produtos perigosos. Em 1961, foi constituído um grupo de trabalho para elaborar um Código para o Transporte de Produtos Perigosos por via marítima (International Maritime Dangerous Goods, IMDG, código esse que se encontra consolidado, a partir de 1990, em quatro volumes.

6.2.2 ICAO (International Civil Aviation Organization) e IATA (International Air Transport Association)

A ICAO, organização das Nações Unidas e a IATA, formada por companhias aéreas, são entidades responsáveis pela adoção de um regulamento para o transporte aéreo de produtos perigosos.

A ICAO foi fundada em 1944, na Convenção de Chicago, e é sediada em Montreal, no Canadá. Seu objetivo principal é desenvolver normas e recomendações práticas, sob forma de instruções, aplicáveis a todas as áreas da aviação civil, consolidados numa publicação conhecida como “Orange Book” (Livro Laranja).

Já a IATA, associação representativa das companhias aéreas do mundo, foi fundada pelo Parlamento Canadense em 1945, para garantir a segurança dos vôos. Em 1983, essa Associação adotou as instruções técnicas da ICAO, acrescentando-lhes alguns itens, e publicou um documento intitulado “Dangerous Goods Regulation”, DGR, que é editado anualmente.

6.2.3 UPU (Universal Postal Union)

A União Postal Universal resultou de uma convenção ocorrida em Berna, na Suíça, em 1894, sendo atualmente um agência especializada das Nações Unidas, com sede em Berna.
De acordo com a UPU, uma expedição envolvendo materiais radioativos, com atividade que não exceda 1/10 dos limites estabelecidos pela AIEA para materiais exceptivos, pode ser aceita para transporte postal internacional, desde que:

- seja depositada no serviço postal por expedidores autorizados pela Autoridade Competente do país;
- seja despachada pela rota mais rápida, normalmente via aérea;
- apresente um rótulo branco afixado na superfície externa do embalado, contendo os dizeres “material radioativo”, que deve ser cruzado caso o embalado estiver retornando, vazio.
- possua, no lado, a indicação de nome e endereço para o qual a expedição deverá ser devolvida, caso o destinatário não seja localizado.

6.3 AUTORIDADES COMPETENTES BRASILEIRAS

No Brasil, três órgãos federais regulamentam e atuam diretamente na área de transporte de materiais radioativos, além da Vigilância Sanitária e demais autoridades que atuam em portos, aeroportos e fronteiras, a saber:

- a Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN, por meio de suas Normas CNEN-NE-5.01 “Transporte de Materiais Radioativos”, de 1988 e CNEN-NE-2.01 “Proteção Física de Unidades Operacionais da Área Nuclear”, de 1981;
- o Ministério dos Transportes, por meio da Regulamentação para o Transporte Rodoviário de Produtos Perigosos, aprovada pelo Decreto 96.044, de 18.5.88; e
- o Instituto Brasileiro de Meio Ambiente e Recursos Minerais Renováveis, IBAMA, em função de sua competência legal relacionada à proteção do meio ambiente.

6.4 NORMA CNEN-NE-5.01 “TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS”

A Norma CNEN-NE-5.01 foi elaborada com base no Regulamento da Agência Internacional de Energia Atômica, “Safety Series No 6”, Revisão 1985, tendo sido estruturada a fim de evitar:

(1) a dispersão de material radioativo e sua possível ingestão ou inalação, tanto durante o transporte normal como, também, em caso de acidente;
(2) o perigo devido à radiação emitida pelo embalado;
(3) o surgimento de uma reação nuclear em cadeia; e
(4) a exposição do embalado a temperaturas elevadas e a conseqüente degradação do material radioativo.

Esses objetivos podem ser alcançados das seguintes maneiras:

(1) garantindo que a contenção do embalado para transporte de material radioativo seja adequada para prevenir sua dispersão, ingestão ou inalação. A atividade, em Bq, e a natureza do conteúdo devem ser levadas em consideração quando a embalagem estiver sendo projetada.

(2) controlando o nível externo de radiação, por meio da incorporação de blindagem ao embalado, e sinalizando o nível de radiação existente externamente ao mesmo. O nível máximo de radiação externa deve ser considerado quando da rotulação, marcação e segregação;

(3) controlando a configuração dos embalados contendo material físsil, tomando por base as especificações de projeto e a avaliação de subcriticalidade nuclear do arranjo de embalados;

(4) evitando níveis elevados de temperatura na superfície do embalado e danos decorrentes do calor. A temperatura máxima do conteúdo e da superfície do embalado é controlada por meio da utilização de material adequado bem como pela adoção de formas de armazenamento que garantam a necessária dissipação de calor.

Para tanto, os embalados contendo material radioativo devem ser tratados com os mesmos cuidados adotados para outros produtos perigosos. No entanto, a segurança depende, fundamentalmente, do projeto do embalado e não tanto dos procedimentos operacionais.

6.4.1 Especificações sobre Materiais Radioativos para fins de Transporte

Para efeito de transporte, material radioativo é qualquer material com atividade específica superior a 74 kBq/g (2.10^{-9} Ci/g), podendo estar sob forma especial, a saber, sólido não dispersivo ou material contido em cápsula selada ou, ainda, sob outras formas.

6.4.1.1 Material Radioativo sob Forma Especial

Materiais Radioativos sob forma especial abrangem o material radioativo sólido não dispersivo e o material radioativo encerrado em cápsula selada, ambos tendo, pelo menos, uma dimensão não inferior a 5 mm e que não quebrem ou estilhacem sob os ensaios de impacto, percussão, flexão bem como não fundam ou dispersem quando submetidos ao ensaio térmico, testes esses detalhados na Norma CNEN-NE-5.01 e resumidos a seguir.

Ë importante, antes, frisar que as cápsulas seladas devem ser produzidas de tal forma que só possam ser abertas por meio de sua destruição.

Ensaio de Impacto: a amostra deve cair, em regime de queda livre, de uma altura de nove metros sobre um alvo plano e resistente.

Ensaio de Percussão: amostra deve ser colocada sobre uma placa de chumbo amparada por uma superfície lisa e sólida e deve ser golpeada verticalmente pela face plana de uma barra de aço de seção circular, de modo a produzir um impacto equivalente ao de uma massa de 1,4 kg em queda livre, a partir de 1 m de altura.

Ensaio de Flexão: a amostra deve ser rigidamente fixada na posição horizontal de tal forma que metade de seu comprimento sobressaia do dispositivo de fixação. Essa extremidade livre deve ser golpeada pela face plana de uma barra de aço de seção circular de modo a produzir um impacto equivalente ao de uma massa de 1,4 kg em queda livre, a partir de 1 m de altura. Somente é aplicável a fontes longas e delgadas, cujo comprimento não seja inferior a 10 cm e que apresentem a razão entre comprimento e largura mínima não inferior a 10.

Ensaio Térmico: consiste em aquecer a amostra no ar até atingir a temperatura de 800° C, devendo ser mantida nessa temperatura durante 10 minutos, findos os quais a amostra deve ser deixada esfriar naturalmente.

Métodos para avaliação da lixiviação de material radioativo sólido não dispersivo ou de material radioativo encerrado em cápsula selada são também detalhados na Norma de Transporte, sendo que a atividade na água emergente desse ensaio não deve exceder a 2kBq (~ 50 nCi).

6.4.1.2 Materiais Radioativos sob Outras Formas

Para fins de transporte, os materiais radioativos podem, também, ser especificados como:
Material Físsil - plutônio-238, plutônio-239, urânio-233, urânio-235 ou qualquer combinação desses radionuclídeos, excluindo o urânio natural e empobrecido não irradiados.

Material de Baixa Atividade Específica (Material BAE) - material radioativo que tem, por natureza, uma atividade específica limitada, como, por exemplo:

- Material BAE-I: minérios que contêm radionuclídeos ocorrentes na natureza, tais como urânio e tório, concentrados de tais minérios, compostos sólidos ou líquidos de urânio natural não irradiado ou urânio empobrecido ou tório natural (BAE-I)
- Material BAE-II: água com concentração de trício até 1 TBq (20Ci/L);
- Material BAE-III: sólidos com atividade específica que não excede aos valores especificados na Norma de transporte, como rejeitos consolidados, onde o material radioativo está distribuído uniformemente em um material aglutinante compacto (concreto, betume, cerâmica).

Objeto Contaminado na Superfície (OCS) – objeto sólido de material não radioativo com contaminação por material radioativo distribuída na sua superfície e que, dependendo do tipo e nível de contaminação, podem ser classificados como OCS-I, OCS-II ou OCS-III.

6.4.2 Seleção do Tipo de Embalado

O tipo do embalado para transporte de material radioativo, com vistas ao desempenho adequado da respectiva embalagem em termos de sua integridade, deve ser selecionado dentre quatro tipos primários, explicitando-se, em cada caso, se o embalado contém material físsil:

Embalado Exceptivo - embalado no qual a embalagem, do tipo industrial ou comercial comum, contém pequena quantidade de material radioativo, com atividade limitada pela norma de transporte.

Embalado Industrial - embalado no qual a embalagem, do tipo industrial reforçado contém material de baixa atividade específica, BAE, ou objeto contaminado na superfície, OCS, com atividade limitada pela Norma de Transporte, podendo ser do Tipo EI-1, EI-2 e EI-3.

Embalado Tipo A - embalado constituído de embalagem projetada para suportar as condições normais de transporte com o exigido grau de retenção da integridade de contenção e blindagem, após a submissão aos ensaios

especificados na Norma CNEN-NE-5.01 e que atenda aos requisitos adicionais relativos à limitação do conteúdo radioativo.
Embalado Tipo B – embalado constituído de embalagem projetada para suportar os efeitos danosos de um acidente de transporte com o exigido grau de retenção da integridade de contenção e blindagem, após a submissão aos ensaios especificados na Norma de Transporte.

6.4.3 Limitação de Atividade

A limitação de atividade do conteúdo radioativo do embalado é alicerçada nas seguintes hipóteses:

a) é improvável que um indivíduo permaneça a uma distância de 1 metro de um embalado por mais de 30 minutos;
b) a dose equivalente efetiva para um indivíduo exposto na vizinhança de um transporte de embalado, em condições de acidente, não deve exceder o limite de dose anual para trabalhadores, 50 mSv (5 rem);
c) as doses equivalentes recebidas pelos órgãos individuais, inclusive pele, de uma pessoa envolvida em um acidente de transporte não devem exceder 500 mSv (50 rem) ou, no caso do cristalino, 150 mSv (15 rem).

Para a determinação da quantidade de cada radionuclídeo que pudesse ser transportada em uma embalagem do tipo A, levando em consideração as hipóteses acima, foi desenvolvido, pela AIEA, o Sistema Q, onde vários modos de exposição à radiação são considerados, a saber:

Q_A : dose externa devida a fótons,
Q_B : dose externa devida às partículas beta;
Q_C : dose interna por via de inalação;
Q_D : dose devida a contaminação de pele e ingestão; e
Q_E : dose devida a imersão em nuvem radioativa.

No caso de fontes seladas, apenas duas possibilidades são levadas em conta para a determinação do valor básico de atividade, A_1, sendo adotado o mais restritivo dos valores de Q_A e Q_B.

No caso de fontes não seladas, devem ser considerados todos os valores de Q, sendo selecionado sempre o mais restritivo para representar o valor básico de atividade, A_2.

A Tabela 6.2 apresenta os novos valores de A_1 e de A_2, calculados pela AIEA, para os radionuclídeos mais empregados em medicina, indústria e pesquisa.

Tabela 6.2 Valores Básicos de Limites de Atividade e Concentração em Embalados Tipo A para alguns Radionuclídeos

Radionuclídeo	A_1	A_2	Concentração em Atividade para material exceptivo	Limite de Atividade para uma consignação exceptiva
	(TBq)	(TBq)	(Bq/g)	(Bq)
Am-241	1×10^{1}	1×10^{-3}	1×10^{0}	1×10^{4}
C-14	4×10^{1}	3×10^{0}	1×10^{4}	1×10^{7}
Ca-45	4×10^{1}	1×10^{0}	1×10^{4}	1×10^{7}
Cf-252	5×10^{-2}	3×10^{-3}	1×10^{1}	1×10^{4}
Cl-36	1×10^{1}	6×10^{-1}	1×10^{4}	1×10^{6}
Co-57	1×10^{1}	1×10^{1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Co-58	1×10^{0}	1×10^{0}	1×10^{1}	1×10^{6}
Co-58m	4×10^{1}	4×10^{1}	1×10^{4}	1×10^{7}
Co-60	4×10^{-1}	4×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Cr-51	3×10^{1}	3×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{7}
Cs-137 (a)	2×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{1} (b)	1×10^{4} (b)
Fe-59	9×10^{-1}	9×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Ga-67	7×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
H-3	$4 \text{ x } 10^{1}$	4×10^{1}	(b)	-
I-125	2×10^{1}	3×10^{0}	1×10^{3}	1×10^{6}
I-131	3×10^{0}	7×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
In-111	3×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Ir-192	1×10^{0}(c)	6×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{4}
Kr-85	1×10^{1}	1×10^{1}	1×10^{5}	1×10^{4}
Mo-99 (a)	1×10^{0}	6×10^{-1}	1×10^{2}	1×10^{6}
Na-22	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Na-24	2×10^{-1}	2×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{5}
Ni-63	4×10^{1}	3×10^{1}	1×10^{5}	1×10^{8}
P-32	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{5}
Pm-147	4×10^{1}	2×10^{0}	1×10^{4}	1×10^{7}
Po-210	4×10^{1}	2×10^{-2}	1×10^{1}	1×10^{4}
Pu-239	1×10^{1}	1×10^{-3}	1×10^{0}	1×10^{4}
Ra-226 (a)	2×10^{-1}	3×10^{-3}	1×10^{1} (b)	1×10^{4} (b)
S-35	4×10^{1}	3×10^{0}	1×10^{5}	1×10^{8}
Sc-46	5×10^{-1}	5×10^{-1}	1×10^{1}	1×10^{6}
Se-75	3×10^{0}	3×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{6}
Tc-99m	1×10^{1}	4×10^{0}	1×10^{2}	1×10^{7}
Xe-133	2×10^{1}	1×10^{1}	1×10^{3}	1×10^{4}
Y-90	3×10^{-1}	3×10^{-1}	1×10^{3}	1×10^{5}

(a)Valores de A_1 e/ou A_2 incluem contribuições de nuclídeos filhos com meia-vida inferior a 10 dias

(b) Ver Tabela 6.3

6.4.3.1 Limites para Embalados Exceptivos

Os embalados exceptivos que encerram materiais radioativos outros que não artigos fabricados com urânio natural, urânio empobrecido ou tório natural, não devem conter atividades superiores aos limites aplicáveis especificados na Tabela 6.3.

Para os artigos fabricados de urânio natural, urânio empobrecido ou tório natural, os embalados exceptivos podem conter qualquer quantidade desses materiais, desde que a superfície externa do urânio ou tório seja protegida por um revestimento inativo de metal ou de alguma outra substância resistente.

Tabela 6.3 Limites de Atividade para Embalados Exceptivos

Estado Físico do Conteúdo	Instrumentos ou Artigos		Materiais
	Limites para cada Item	Limites para o Embalado	Limites para o Embalado
Sólidos:			
Sob Forma Especial	$10^{-2} A_1$	A_1	$10^{-3} A_1$
Outras Formas	$10^{-2} A_2$	A_2	$10^{-3} A_2$
Líquidos	$10^{-3} A_2$	$10^{-1} A_2$	$10^{-4} A_2$
Gases			
Trício (H-3)	$2 \times 10^{-2} A_2$	$2 \times 10^{-1} A_2$	$2 \times 10^{-2} A_2$
Sob Forma Especial	$10^{-3} A_1$	$10^{-2} A_1$	$10^{-3} A_1$
Outras Formas	$10^{-3} A_2$	$10^{-2} A_2$	$10^{-3} A_2$

6.4.3.2 Limites para Embalados tipo A

Os embalados Tipo A não devem conter atividades superiores às seguintes:
a) A_1 para material radioativo sob forma especial; e
b) A_2 para material radioativo sob outras formas.

6.4.3.3 Limites para Embalados tipo B

Os embalados Tipo B, em conformidade com o que estiver autorizado e especificado nos certificados de aprovação dos respectivos projetos, não devem conter:

- atividades superiores às autorizadas;
- radionuclídeos diferentes daqueles autorizados; e

- conteúdos em estados físico ou químico ou em forma diferente daqueles autorizados.

6.5 ENSAIOS PARA EMBALADOS

6.5.1 Embalados Tipo A

Para demonstrar a capacidade de resistência em condições normais de transporte, as amostras devem ser submetidas aos seguintes ensaios, na ordem indicada, conforme detalhado na Norma de Transporte:

a) ensaio de jato d'água : a amostra deve ser submetida a um jato d' água que simule chuva com precipitação de 50 mm/h, durante um hora.

b) ensaio de queda livre: a amostra deve sofrer queda livre sobre um alvo rígido, de modo a sofrer um dano máximo com relação aos aspectos de segurança, sendo a altura de queda função da massa do embalado. Para massas menores que 5000 kg, a distância de queda livre é 1,2 m e, à medida que a massa aumenta, a distância de queda diminui, até 0,3 m.

c) ensaio de empilhamento: a amostra deve ser submetida a uma carga de compressão igual ou superior a 5 vezes a massa do embalado.

d) ensaio de penetração: a amostra deve ser fixada sobre uma superfície rígida, plana e horizontal. Uma barra de aço de 6 kg, cuja extremidade hemisférica tem 3,2 cm de diâmetro, é deixada cair de uma altura de 1 m, com o seu eixo verticalmente orientado, para atingir o centro da parte mais frágil da amostra.

Assim, o embalado para ser qualificado como Tipo A, deve evitar, quando submetido aos ensaios acima descritos:

- vazamento ou dispersão do conteúdo radioativo
- perda de integridade de blindagem que possa resultar em aumento superior a 20% no nível de radiação em qualquer superfície externa do embalado.

6.5.2 Embalados Tipo B

O embalado do tipo B deve ser projetado de modo a, entre outros requisitos especificados na Norma de Transporte:

a) satisfazer os requisitos para embalados do Tipo A;

b) conservar, após ter sido submetido aos ensaios prescritos, blindagem ainda suficiente para assegurar, mesmo estando com o máximo conteúdo radioativo

que pode comportar, que o nível de radiação a um metro de sua superfície não exceda 10 mSv/h (1 rem/h);

c) impedir que o calor geado pelo conteúdo radioativo afete adversamente a embalagem;

d) evitar que as superfícies externas atinjam temperaturas superiores a 50 °C;

e) garantir a eficácia da proteção térmica durante o transporte, seja em condições normais, seja em situações acidentais previstas;

f) restringir vazamento ou dispersão do conteúdo a $10^{-6}.A_2$ por hora, quando submetido aos ensaios para embalados Tipo A;

g) restringir o vazamento acumulado do conteúdo radioativo durante uma semana, no máximo a $10.A_2$ para Kr-85 e a A_2 para os demais radionuclídeos;

Assim, as amostras de embalados Tipo B, além de demonstrar a capacidade de resistência em condições normais de transporte, devem ser submetidas a ensaios adicionais para demonstrar a capacidade de resistência em condições acidentais de transporte, quais sejam:

Queda I: a amostra deve cair sobre um alvo de uma altura de 9 metros, de modo a sofrer dano máximo;

Queda II: a amostra de ver cair de uma altura de 1 sobre uma barra de aço doce, medindo 20 cm de comprimento e 15 cm de diâmetro, rigidamente fixada perpendicular ao alvo;

Queda III: a amostra deve ser submetida a um ensaio mecânico de esmagamento, de modo a sofrer máximo dano quando sujeita ao impacto de uma placa maciça e quadrada de aço doce, de um metro de lado e massa de 500 kg, em queda livre de uma altura de 9 metros;

Térmico: a amostra deve ser submetida, durante 30 minutos, a uma fonte de calor, com temperatura média de 800 °C e coeficiente de emissividade maior que 0,9;

Imersão em Água: a amostra deve ser imersa sob uma camada de água com, no mínimo, 15 m de altura, durante um período não inferior a 8 horas, numa posição capaz de acarretar o máximo dano.

6.6 CONTROLES OPERACIONAIS

6.6.1 Índice de Transporte

O Índice de Transporte, IT, é um número atribuído a um embalado, pacote de embalados, tanque ou contêiner contendo material radioativo, com a finalidade de estabelecer, conforme aplicável:
a) controle da exposição à radiação e da criticalidade nuclear;
b) limites de conteúdo radioativo;
c) categorias para rotulação
d) requisitos para uso exclusivo do meio de transporte;
e) requisitos de espaçamento durante armazenamento em trânsito;
f) restrições de mistura durante o transporte realizado mediante aprovação especial de transporte e durante armazenamento em trânsito; e
g) o número de embalados permitido em um contêiner ou em um meio de transporte.

Índice de Transporte: baseado no controle da exposição à radiação, é o número que expressa a taxa máxima de dose, em mrem/h, a um metro da superfície externa de um embalado. Esse valor deve ser arredondado para cima, até a primeira casa decimal, (1,23 deve ser considerado 1,3) exceto quando igual ou inferior a 0,05, ocasião em que pode ser estimado igual a zero.

Para tanques, contêineres ou material BAE-I ou OCS-I desembalado, o valor determinado acima deve ser multiplicado pelo fator apropriado, com base na Tabela 6.4.

Tabela 6.4 Fator de Multiplicação do IT para Cargas com Grandes Dimensões

Dimensão da Carga Maior Área de Seção Reta (A)	Fator de Multiplicação
$A \leq 1\ m^2$	1
$1\ m^2 < A \leq 5\ m^2$	2
$5\ m^2 \leq A \leq 20\ m^2$	3
$A > 20\ m^2$	10

Para um pacote de embalados, o Índice de Transporte é igual à soma dos Índices de Transporte de cada embalado.

Exceto no caso de expedições na modalidade de Uso Exclusivo (ou seja, uso, com exclusividade, por um único expedidor, de um meio de transporte) o IT de cada embalado individual, ou pacote de embalados, não deve exceder a 10 e o nível máximo de radiação em qualquer ponto da superfície externa do embalado, ou pacote de embalados, não deve ultrapassar 2 mSv/h (200 mrem/h).

Se uma expedição não satisfizer todos os requisitos aplicáveis, poderá, mesmo assim, ser realizada na modalidade de Arranjo Especial, desde que o expedidor garanta que medidas adicionais ou restritivas serão adotadas no sentido de compensar o não cumprimento de alguns itens da Norma. Esse tipo de transporte no país requer a aprovação específica da CNEN. Para transporte internacional, é necessário obter aprovação multilateral.

6.6.2 Categorias de Embalados

Os embalados e pacotes de embalados, para fins de reconhecimento imediato dos respectivos riscos potenciais, devem ser enquadrados em uma das Categorias para rotulação, conforme especificado na Tabela 6.5.

Tabela 6.5 Categoria de Embalados

Índice de Transporte (IT)	Nível Máximo de Radiação (NMR)na Superfície Externa do Embalado (mSv/h)*	Categoria
$IT = 0$	$NMR \leq 0{,}005$	I – BRANCA
$0 < IT \leq 1$	$0{,}005 < NMR \leq 0{,}5$	II – AMARELA
$1 < IT \leq 10$	$0{,}5 < NMR \leq 2$	III – AMARELA
$IT > 10$	$2 < NMR \leq 10$	III – AMARELA USO EXCLUSIVO

* 1 mSv/h = 100 mrem/h

Os embalados transportados segundo a modalidade de Arranjo Especial devem ser rotulados como Categoria III – Amarela.

6.6.3 Rotulação, Marcação e Placares

Os embalados, pacotes, tanques ou contêineres, com Categorias para rotulação definidas anteriormente, devem exibir os rótulos de risco correspondentes, de acordo com os modelos e cores indicados na Norma de Transporte, afixados em duas faces externas opostas de cada embalado ou pacote, ou nas quatro faces externas de cada tanque ou contêiner.
Cada embalado que contenha materiais radioativos com características adicionais de perigo deve exibir, também, rótulos específicos para indicar essas características, conforme regulamento para transporte de produtos perigosos.

Deve constar de cada rótulo, exceto para material BAE ou OCS, o nome do radionuclídeo presente (no caso de mistura, aqueles mais restritivos), a atividade, expressa em Bq, e o Índice de Transporte, sendo que não há necessidade de assinalá-lo quando o rótulo for da Categoria I – Branca.

Cada embalado com massa total superior a 50 kg deve ter seu peso bruto marcado, de forma legível e durável, no exterior da embalagem.

Todo embalado em conformidade com os requisitos de projeto para embalados do Tipo A deve ostentar, externamente, de forma legível e durável, a marca “TIPO A”.

Todo embalado em conformidade com os requisitos de projeto para embalados do Tipo B deve apresentar legível e duravelmente marcados em sua parte externa, os seguintes dados:

- a marca de identificação atribuída ao projeto pela Autoridade Competente;
- o número de série que identifica cada embalagem em conformidade com o projeto;
- a marca Tipo B(U), para embalados cujo projeto atende aos requisitos para aprovação unilateral ou Tipo B(M) para embalados cujo projeto exige aprovação multilateral;
- o símbolo do trifólio, em alto relevo.

Tanques e grandes contêineres contendo embalados que não sejam exceptivos devem exibir quatro placas de aviso, uma em cada face, em conformidade com o modelo e cores especificados na Norma de Transporte. O veículo rodoviário deve, também, exibir essas mesmas placas de aviso, afixadas nas duas laterais e na traseira da carroceria.

Placas de aviso suplementares, afixadas imediatamente adjacentes às placas de aviso principais, são empregadas para indicar o número de classificação

do material, de acordo com ONU. A Tabela 6.6 é um extrato da classificação de alguns materiais radioativos adotada pela ONU.

Tabela 6.6 Extrato da Classificação das Nações Unidas contendo Nomes Apropriados ao Transporte de Materiais Radioativos e Respectivos Números Atribuídos

Número da ONU	Nome Apropriado para Transporte e Descrição
2910	Material Radioativo– Embalado Exceptivo Quantidade Limitada de Material
2911	Material Radioativo – Embalado Exceptivo Instrumentos ou Artigos
2909	Material Radioativo – Embalado Exceptivo Artigos Manufaturados com Urânio Natural ou Empobrecido ou com Tório Natural
2908	Material Radioativo – Embalado Exceptivo Embalagem Vazia
2912	Material Radioativo – Baixa Atividade Específica (BAE-I) não físsil ou físsil isento
3321	Material Radioativo – Baixa Atividade Específica (BAE-II) não físsil ou físsil isento
3322	Material Radioativo – Baixa Atividade Específica (BAE-III) não físsil ou físsil isento
2913	Material Radioativo – Objeto Contaminado na Superfície (OCS-I e OCS-II) não físsil ou físsil isento
2915	Material Radioativo, Embalado Tipo A outras formas, não físsil ou físsil isento
2916	Material Radioativo, Embalado Tipo B(U) não físsil ou fissil isento
2917	Material Radioativo, Embalado Tipo B(M) não físsil ou fissil isento
3323	Material Radioativo, Embalado Tipo C não físsil ou físsil isento
2919	Material Radioativo sob Arranjos Especiais não físsil ou físsil isento
2978	Material Radioativo, Hexafluoreto de Urânio não físsil ou físsil isento

6.6.4 Limites de Contaminação Não Fixada na Superfície

A contaminação não fixada em qualquer superfície externa de um embalado, pacote ou contêiner deve ser mantida tão baixa quanto praticável, não excedendo, em condições normais de transporte, os limites especificados na Tabela 6.7.

Tabela 6.7 Limites de Contaminação Não Fixada em Superfícies Externas de Embalados

Tipo de Embalado	**Emissores β e γ e Emissores α de Baixa Toxicidade (Bq/cm²)**	**Todos os Outros Emissores α (Bq/cm²)**
Exceptivo	0, 4	0,04
Outros	4,0	0,4

6.6.5 Responsabilidades e Requisitos Administrativos

Constitui dever do expedidor de materiais radioativos, entre outros estabelecidos na Norma de Transporte:

a) assegurar que o conteúdo de cada remessa esteja identificado, classificado, embalado, marcado e rotulado de forma completa e precisa e se encontre em condições adequadas para ser transportado. Uma declaração nesse sentido deverá ser apresentada pelo expedidor.

b) Incluir, nos documentos de transporte, as seguintes informações:
- nome e número apropriado da expedição, conforme a relação dos números da ONU;
- as palavras “material radioativo”;
- notação apropriada para BAE ou OCS;
- nome e símbolo de cada radionuclídeo;
- uma descrição da forma física e química do material, ou a notação de que se encontra sob forma especial;
- atividade máxima do conteúdo radioativo;
- categoria do embalado;
- índice de transporte;
- marca de identificação de cada certificado de aprovação emitido pela Autoridade Competente.

c) fornecer ao transportador os seguintes documentos:
- declaração do expedidor;
- envelope de transporte, padronizado pela NBR 7504;
- ficha de emergência, padronizada pela NBR 7503;
- ficha de monitoração do veículo.

d) fornecer ao transportador:
- nome do destinatário, endereço completo e rota a ser seguida.

e) informar o transportador sobre:
- equipamentos e requisitos especiais para manuseio e fixação da carga;
- requisitos operacionais suplementares para carregamento, transporte, armazenamento, descarregamento e manuseio de embalado ou uma declaração que tais requisitos não são necessários;
- quaisquer prescrições especiais de armazenamento para dissipação segura de calor do embalado, especialmente quando o fluxo de na superfície do mesmo exceder 15 W/m^2;
- restrições impostas ao modo ou meio de transporte;
- providências a serem tomadas em caso de emergência.

6.7 Processo de Revisão da Norma CNEN-NE-5.01

A Agência Internacional de Energia Atômica, após um amplo processo de revisão iniciado em 1991 e que contou com a participação de peritos de todo o mundo, incluindo dois autores deste documento, concluiu a versão revisada dos Regulamentos para Transporte Seguro de Material Radioativo (Safety Series No. 6), tendo esta sido aprovada, pelos países membros da Agência, em setembro de 1996.

Em função da adoção, pela maioria dos países, do regulamento de transporte da AIEA e devido ao caráter internacional associado à movimentação de fontes radioativas, é esperado que os países revisem suas normas de modo a adaptá-las às mudanças inseridas na revisão de 1996, no prazo estipulado de 5 anos, harmonizando, assim, sua aplicação internacional, sem que haja conflito com a legislação nacional.

Dentre as mudanças mais marcantes na revisão de 1996 do Safety Series No 6, atualmente intitulado ST-1, destacam-se:

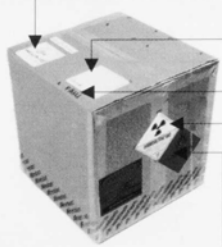
- o desmembramento do Índice de Transporte (IT) em dois índices, o Índice de Transporte baseado no controle de Exposição, que expressa níveis máximos de radiação a 1 metro do embalado e o Índice de Segurança de Criticalidade (ISC), que é empregado somente para materiais físseis;
- a necessidade de rotular externamente, com o símbolo indicativo da presença de radiação, os embalados exceptivos, até então só rotulados internamente;

- a definição de embalados Tipo C, e o estabelecimento dos ensaios aplicáveis, para o transporte aéreo de materiais radioativos anteriormente transportados em embalados Tipo B;

- a definição de “Materiais Radioativos de Baixa Dispersão”, e o estabelecimento dos ensaios aplicáveis, para viabilizar o transporte aéreo destes em embalados Tipo B;
- a alteração de limites de isenção do cumprimento dos requisitos pertinentes da Norma de Transporte.

6.8 Bibliografia Consultada

[1] Regulations for the Safe Transport of Radioactive Material, ST-1, International Atomic Energy Agency, Vienna, 1996.
[2] Transporte de Material Radioativo no Brasil: Principais Aspectos, Superintendência de Licenciamento e Controle, Comissão Nacional de Energia Nuclear, 2ª Edição, 1998.
[3] Norma CNEN-NE-5.01 “Transporte de Materiais Radioativos”, 1988.

ANEXO 6A

Documentação e Outros Aspectos Relevantes ao Transporte de Materiais Radioativos

DECLARAÇÃO DO EXPEDIDOR DE MATERIAIS RADIOATIVOS (ONU–CLASSE 7)	**Número ONU:**

ESTA REMESSA ESTÁ DENTRO DAS LIMITAÇÕES PRESCRITAS PARA VEÍCULOS DE CARGA E PASSAGEIRO.

NATUREZA E ATIVIDADE MÁXIMA DO CONTEÚDO					**EMBALADO**				
RADIO-NUCLÍDEO	**FORMA**			**ATIVIDADE (Bq)**	**Nº DE EMBALADOS**	**CATEGORIA**	**INDICE DE** TRANSPORTE.		**TIPO DE EMBALADO**
	BAE - I		FORMA FÍSICA (SÓLIDO, LÍQUIDO OU GASOSO)			BRANCA I		SOMA DOS IT	EXCEPTIVO
	BAE – II					AMARELA I			INDUSTRIAL – I
	BAE - III					AMARELA II			INDUSTRIAL – II
	OCS – I					AMARELA III			INDUSTRIAL – III
	OCS – II					AMARELA III USOEXCLUSIVO			TIPO A
	FORMA ESPECIAL								TIPO B (U)
	OUTRA:								TIPO B (M)

CERTIFICADOS ADICIONAIS OBTIDOS PELO EXPEDIDOR:

CERTIFICADO DE MATERIAL RADIOATIVO SOB FORMA ESPECIAL
CERTIFICADO DE APROVAÇÃO DE PROJETO DE EMBALADO
CERTIFICADO DE APROVAÇÃO NORMAL DE TRANSPORTE
CERTIFICADO DE APROVAÇÃO ESPECIAL DE TRANSPORTE

MARCA E IDENTIFICAÇÃO DA AUTORIDADE COMPETENTE

(PAÍS/ NO/CÓDIGO)

INFORMAÇÕES ESPECIAIS DE MANUSEIO:

ATESTO QUE OS ÍTENS E MATERIAIS CONTIDOS NESTA EXPEDIÇÃO ESTÃO PRECISA E COMPLETAMENTE DESCRITOS ACIMA PELOS RESPECTIVOS NOMES PARA TRANSPORTE, BEM COMO DEVIDAMENTE CLASSIFICADOS, ACONDICIONADOS, MARCADOS E ROTULADOS, ENCONTRANDO-SE, SOB TODOS OS ASPECTOS, EM CONDIÇÕES APROPRIADAS PARA TRANSPORTE POR VIA .... DE ACORDO COM OS REGULAMENTOS E NORMAS GOVERNAMENTAIS NACIONAIS E INTERNACIONAIS APLICÁVEIS.

NOME E ENDEREÇO COMPLETO DO EXPEDIDOR	NOME E TÍTULO DA PESSOA QUE ASSINA A DECLARAÇÃO
DATA:	ASSINATURA:
LOCAL DE EMBARQUE:	DESTINO:

OBS: A INOBSERVÂNCIA DOS PRECEITOS CONTIDOS NA NORMA CNEN-NE-5.01, BEM COMO NAS DEMAIS REGULAMENTAÇÕES PERTINENTES AO TRANSPORTE DE PRODUTOS PERIGOSOS SUJEITA O INFRATOR A PENALIDADES LEGAIS. ESTA DECLARAÇÃO SÓ TERÁ VALIDADE SE ASSINADA PELO EXPEDIDOR DA CARGA NO PAÍS.

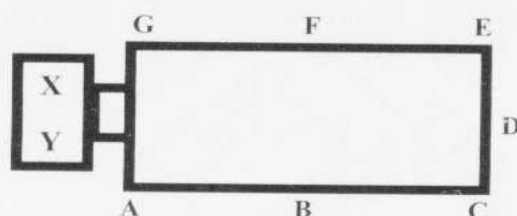
1ª via : Expedidor – 2ª via: CNEN – 3ª via: Transportador – 4ª via: Destinatário

FICHA DE MONITORAÇÃO DE CARGA E DO VEÍCULO RODOVIÁRIO

MONITORAÇÃO DA CARGA			
EMBALADO (TIPO)	RÓTULO	TAXA DE DOSE (mSv/h)	
		NA SUPERFÍCIE	A 1 METRO

PONTOS	TAXA DE DOSE (mSv/h)		ESPECIFICAÇÃO DO LOCAL
	SUPERFÍCIE	2 METROS	

POSIÇÃO OCUPADA: Y PELO MOTORISTA ....(mSv/h)
X PELO AJUDANTE.........................(mSv/h)

CROQUIS DA MONITORAÇÃO DO VEÍCULO

EQUIPAMENTO DE MONITORAÇÃO	MARCA	MODELO	Nº SÉRIE
SINALIZAÇÃO DO VEÍCULO	☐ 2 SÍMB. LATERAIS	☐ 1 SIMB. TRASEIRA	IT

SUPERVISOR DE RADIOPROTEÇÃO	DATA
	/ /

7 INCIDENTES E ACIDENTES RADIOLÓGICOS

7.1 INTRODUÇÃO

Apesar da utilização crescente da energia nuclear para fins pacíficos, tanto na geração de energia elétrica como na medicina, indústria, agricultura e pesquisa, a aceitação da tecnologia nuclear continua encontrando resistências no seio da sociedade, em função do receio de ocorrência de acidentes nucleares ou radiológicos.

Os acidentes causados por falha técnica têm uma probabilidade de ocorrência muito pequena, tendo em vista a confiabilidade de equipamentos e de sistemas de segurança empregados no setor nuclear. No entanto, a prática vem demonstrando que a maioria dos acidentes sérios, como o de Chernobyl e o de Goiânia, é provocada por falha de procedimento, ou seja, falha humana.

Esforços devem ser, portanto, envidados no sentido de prevenir incidentes e acidentes nucleares ou radiológicos, bem como, na ocorrência destes, atuar prontamente para minimizar suas conseqüências.

A Agência Internacional de Energia Atômica desenvolveu uma Escala Internacional de Eventos Nucleares (International Nuclear Event Scale – INES) com o objetivo de permitir que o significado, sob o ponto de vista de segurança, de ocorrências anormais em instalações nucleares seja comunicado ao público de forma coerente e rápida. Assim, colocando os eventos em suas corretas perspectivas, a Escala INES facilita o entendimento comum da seriedade de um evento, tanto pela comunidade científica e profissionais que atuam na mídia como pelo público em geral .

Para tanto, os eventos são classificados em 7 níveis, conforme ilustrado a seguir. Os níveis mais baixos (1 – 3), denominados incidentes, são ocorrências nucleares restritas à área da Instalação e que não afetaram a área externa. Os níveis mais altos (4 – 7), denominados acidentes, refletem eventos cujo impacto nuclear atingiu a área externa da Instalação. Os eventos que não têm significado sob o ponto de vista de segurança, classificados como nível 0 ou abaixo da Escala, são denominados desvios e podem indicar a degradação de algumas barreiras de proteção.

Tabela 7.1 Escala Internacional de Eventos Nucleares (INES) para Pronta Comunicação da Importância de Eventos Ocorridos em Instalações Nucleares, sob o Ponto de Vista de Segurança

ACIDENTE	**7** **ACIDENTE GRAVE**
	6 **ACIDENTE SÉRIO**
	5 ACIDENTE COM RISCO FORA DA ÁREA DA INSTALAÇÃO
	4 ACIDENTE SEM RISCO IMPORTANTE FORA DA ÁREA DA INSTALAÇÃO
INCIDENTE	3 INCIDENTE SÉRIO
	2 INCIDENTE
	1 ANOMALIA
DESVIO (ABAIXO DA ESCALA)	0 NENHUMA IMPORTÂNCIA COM RELAÇÃO À SEGURANÇA

Tabela 7.2 Detalhamento dos Critérios ou Atributos de Segurança Adotados para Classificação de Eventos na Escala Internacional de Eventos Nucleares

	Critérios ou Atributos de Segurança		
	Impacto fora da Área da Instalação	**Impacto dentro da Área da Instalação**	**Degradação de Barreiras de Proteção (Defesa em Profundidade)**
7 Acidente Grave	**Grande Liberação: danos generalizados à saúde e ao meio ambiente.**		
6 Acidente Sério	**Liberação Significativa: provavelmente requer implementação total do Plano de Emergência**		
5 Acidente com Risco Fora da Área da Instalação	**Liberação Limitada: provavelmente requer implementação parcial do Plano de Emerg6encia**	**Dano severo do núcleo do reator e/ou de barreiras de segurança**	
4 Acidente sem Risco Importante Fora da Área da Instalação	**Liberação Pequena de Material Radioativo: publico exposto aos limites prescritos**	**Dano significativo do núcleo do reator ou de barreiras de segurança: exposição fatal do trabalhador**	
3 Incidente Sério	Liberação muito pequena de material radioativo: publico exposto a uma fração dos limites prescritos	Dispersão severa de contaminação: Efeitos agudos à saúde do trabalhador	Quase Acidente: todas as barreiras de segurança degradadas
2 Incidente	Sem importância com relação à segurança	Dispersão significativa de contaminação: exposição à radiação de trabalhadores	Incidentes com falhas significativas nas provisões de segurança
1 Anomalia	Sem importância com relação à segurança	Sem importância com relação à segurança	Anomalia fora do regime autorizado de operação
0 Desvio (Abaixo da Escala)	Sem importância com relação à segurança	Sem importância com relação à segurança	Sem importância com relação à segurança
Evento Fora da Escala	Sem relevância com relação à segurança		

7.2 OS ACIDENTES DE CHERNOBYL E DE GOIÂNIA

7.2.1 O Acidente de Chernobyl

Às 9:30 h do dia 27 de abril de 1986, monitores de radiação da Usina Nuclear de Forsmark, Uppsala, Suécia, detectavam concentrações anormais de iodo e cobalto no ar. Especialistas, embora não tivessem constatado problema algum na Usina, observaram níveis anormais de radiação no vento que soprava do leste.

Níveis anormais de radioatividade também foram constatados no norte e centro da Finlândia e em Oslo, Noruega, apresentaram valores duas vezes mais altos do que aqueles normalmente esperados. Na Dinamarca, foram detectados níveis de radiação cinco vezes superiores aos normalmente verificados na região.

O então Governo Soviético, após ter negado durante dois dias a ocorrência de qualquer evento radiológico em seu território, reconheceu ter ocorrido um acidente na usina nuclear de Chernobyl, localizada em Pripyat, Ucrânia.

Assim, foi revelado que, em 25 de abril de 1986, antes do desligamento da Unidade 4 da Central Nuclear de Chernobyl, desligamento esse previsto para execução de serviços de manutenção preventiva da instalação, os responsáveis pela operação da usina iniciaram a implementação de teste destinado à verificação do desempenho do sistema de refrigeração do núcleo do reator, sob condições simuladas de operação anormal (perda temporária da alimentação de energia elétrica até o acionamento do gerador de emergência).

Conforme prescrito no procedimento do teste, a potência do reator foi progressivamente reduzida, a partir da 01:00 h da madrugada do dia 25. Entretanto, ao cair da tarde, em função do aumento de demanda energética pelos consumidores da região, o processo de redução de potência foi interrompido e o reator permaneceu operando. A redução de potência só foi retomada às 23:00 h daquele mesmo dia.

Como o teste que se pretendia realizar não previa a utilização do sistema automático de controle da usina, o reator estava sendo controlado manualmente. Porém, como os operadores não conseguiram contrabalançar com suficiente rapidez o desequilíbrio do sistema, a potência do reator caiu excessivamente.

Durante o período de operação em baixa potência, ocorreram diversas falhas de procedimento por parte dos operadores (incluindo o desligamento de três sistemas de segurança), o que culminou na explosão do reator, sendo que a tampa do vaso, pesando em torno de 1000 toneladas, foi arrancada e seus destroços lançados até cerca de 2 km de distância.

O acidente de Chernobyl vitimou um grande número de pessoas e causou danos tanto econômicos como ao meio ambiente, conforme descrito a seguir, tendo se tornado referência para o grau máximo de acidente nuclear (Nível 7 na Escala Internacional -INES).

7.2.1.1 Vítimas

- Dos 600 trabalhadores presentes no momento do acidente, 134 receberam altas doses de radiação (0,7-13,4 Gy), sendo 30 o número de trabalhadores e bombeiros mortos nas primeiras semanas após o acidente;
- Durante os anos de 1986 e 1987, 200.000 pessoas envolvidas nos trabalhos de descontaminação receberam doses entre 0,01 Gy e 0,5 Gy e necessitam de acompanhamento médico até hoje;
- Cerca de 116.000 pessoas foram evacuadas em 1986 e, após essa data, outras 220.000 de regiões vizinhas foram transferidas para outros locais;
- A incidência de câncer na tireóide de indivíduos que foram expostos quando ainda na infância (cerca de 1800), em particular, aqueles oriundos de áreas severamente contaminadas, foi identificada com sendo consideravelmente maior do que o esperado antes do acidente;
- Transcorridos 17 anos, não foi possível precisar o percentual de acréscimo, na população, de câncer e outras enfermidades associadas à radiação ionizante decorrente dessa exposição acidental de indivíduos.

7.2.1.2 Impacto Ambiental

- Lançamento na atmosfera de uma quantidade de radiação equivalente à proveniente de 500 bombas atômicas do porte da lançada sobre a cidade japonesa de Hiroshima;
- Isolamento de uma área ao redor de Chernobyl, mantido até o presente, com um raio de 30km, denominada “Zona de Exclusão”;
- Contaminação do solo e água em inúmeros países da Europa;
- Nos 5 anos que se seguiram ao acidente, a concentração de radioatividade em plantas, peixes e na água decresceu 90%. Porém, na década de 90, a contaminação retrocedeu muito pouco e ainda permanece alta, segundo medições realizadas na Inglaterra e na Noruega.

7.2.1.3 Impacto Econômico

- Mais de 3 milhões de ucranianos, incluindo 1,2 milhão de crianças, vêm recebendo ajuda financeira governamental, em função do acidente;
- Este ano o Governo reduziu (sob o protesto das vítimas) ajuda a cerca de 290 milhões de dólares, aproximadamente 50% do que pagava em 1998.

7.2.2 O Acidente de Goiânia

Em 13.09.87, na cidade de Goiânia, Goiás, um equipamento contendo uma fonte radioativa de cloreto de césio (Cs-137) que se encontrava abandonado em uma clínica desativada foi roubado e, posteriormente, vendido a um ferro-velho.

Violada a blindagem de chumbo e aberta a cápsula onde se encontrava o Cs-137, adultos e crianças, encantados pelo fato desse material emitir uma luz azul brilhante e não sabendo que se tratava de material radioativo, manipularam aquele “pó cintilante”, distribuindo-o entre parentes e amigos. Assim, um encadeamento de fatos resultou na contaminação de três depósitos de ferro-velho, um quintal, algumas residências, um escritório da Vigilância Sanitária e locais públicos diversos. Devido ao fato da cápsula ter sido rompida a céu aberto, houve, também, contaminação direta do solo.

O acidente de Goiânia provocou um desgaste político intenso no país, tendo o Estado de Goiás sido bastante discriminado (por exemplo, aquele Estado brasileiro foi desconvidado a participar da Feira da Providência, cidadãos goianos foram forçados a andar com atestado de não contaminação; automóveis com placa de Goiás foram apedrejados em São Paulo) e discussões calorosas ocorreram entre governadores de diversos Estados sobre o local mais apropriado para a construção de um depósito de lixo radioativo. Ademais, esse acidente, que vitimou algumas pessoas e causou danos tanto econômicos como ao meio ambiente, foi considerado internacionalmente como o mais sério acidente ocorrido em instalação não nuclear, tendo sido classificado como nível 6 na escala internacional INES.

7.2.2.1 Vítimas

- 249 pessoas (das 112.800 monitoradas pela CNEN) apresentaram níveis de radiação acima do normal para a região;
- 20 pessoas foram hospitalizadas (tendo uma delas o antebraço direito amputado);

- 4 mortos nos primeiros 2 meses após o acidente e outros 3 mortos alguns anos depois.

7.2.2.2 Impacto Ambiental

- 50 animais domésticos sacrificados;
- Contaminação de plantas, verduras, ervas, raízes e frutos a um raio de aproximadamente 50 metros dos principais focos de contaminação. Árvores foram arrancadas e uma grande quantidade de solo, altamente contaminado, foi escavada e substituída por "solo limpo";
- Contaminação pelo Cs-137, por meio da rede de águas pluviais e de esgotos, de trechos do curso dos rios, córregos e ribeirões situados nas circunvizinhanças dos locais contaminados. Felizmente, a água que abastece a região não foi afetada;
- Cerca de 1.700 toneladas de lixo radioativo (acondicionado em contêineres e tambores) foram gerados em decorrência do acidente, tendo sido armazenados temporariamente e, cerca de dez anos depois, depositados em repositório construído em Abadia de Goiás, a 20 km de Goiânia.

7.2.2.3 Impacto Econômico

- Diversos produtos oriundos do Estado de Goiás foram rejeitados nos demais Estados;
- A exportação de produtos brasileiros foi prejudicada;
- A construção e o controle do depósito de Abadia de Goiás custou ao país cerca de 15 milhões de dólares;
- Vítimas do acidente vêm recebendo auxílio financeiro do governo.

7.3 FASES DE UM ACIDENTE ENVOLVENDO MATERIAL RADIOATIVO

Em qualquer tipo de acidente, salvar vidas, combater o fogo, isolar a área e notificar às Autoridades Competentes são ações prioritárias a serem tomadas prontamente.

De uma maneira geral, as seguintes medidas devem ser tomadas nas fases inicial, intermediária e final de um acidente radiológico, conforme aplicável:

7.3.1 Fase Inicial

A fase inicial de uma atuação em acidentes compreende ações de primeiros socorros e uma avaliação inicial da gravidade do evento, incluindo as características de cada fonte radioativa envolvida, de modo a orientar as medidas a serem tomadas para recuperar o controle da situação, a saber:

- resgate e socorro médico às vítimas;
- controle de fogo e das águas utilizadas no combate ao incêndio;
- estabelecimento de canal de comunicação entre o local do acidente e as Autoridades Competentes;
- monitoração dos níveis de irradiação e contaminação;
- isolamento das áreas afetadas;
- avaliação preliminar do evento.

7.3.2 Fase Intermediária ou de Controle

A fase de controle é iniciada a partir do momento em que se possui dados sobre cada radionuclídeo envolvido no evento e sobre o levantamento radiométrico realizado no local, permitindo, assim, a tomada de decisões para controlar a situação de emergência radiológica, destacando-se:

- controle de acesso ao local do acidente;
- emprego de equipamentos de proteção individual e estabelecimento de procedimentos de segurança para o pessoal envolvido nos trabalhos de resgate e descontaminação;
- abrigagem e evacuação;
- descontaminação de pessoal;
- descontaminação inicial de áreas;
- controle de alimentos e água.

7.3.3 Fase Final ou Pós-Emergência ou, ainda, Fase de Recuperação

Após a fonte radioativa estar sob controle e após a implantação das medidas de proteção dos trabalhadores, público em geral e meio ambiente, a Autoridade Competente deve declarar o término da fase de emergência, empregando os canais de comunicação disponíveis (jornal, rádio, televisão). Nesta fase, deve ser dada continuidade aos trabalhos finais de descontaminação e restauração das áreas afetadas, gerenciamento dos rejeitos radioativos gerados bem como acompanhamento médico das vítimas.

7.4 Plano de Emergência

Além dos procedimentos que devem ser adotados pelos usuários de fontes de radiação ionizante para prevenir, tanto quanto possível, a ocorrência de incidentes e acidentes, planos para atuação em situações de emergência devem ser elaborados no sentido de limitar as conseqüências de qualquer ocorrência anormal, incidente ou acidente que possam ser, tanto quanto possível, previstos.

O Plano de Emergência deve demonstrar que, na eventualidade de um incidente ou acidente envolvendo radiação ionizante, serão tomadas medidas apropriadas para garantir a saúde e a segurança do público.

O conteúdo, as características e a extensão de planos de emergência devem ser estabelecidos em função do resultado de uma análise de acidentes prováveis, levando também em conta as lições assimiladas da experiência operacional e de acidentes que tenham ocorrido com fontes de radiação semelhantes.

Assim, o Plano de Emergência deve contemplar, além dos tipos de acidentes admissíveis, incluindo o sistema de detecção dos mesmos, os tópicos abordados a seguir, conforme apropriado.

7.4.1 Responsabilidades e Procedimentos para Notificação às Autoridades Competentes e Comunicação com o Público

As responsabilidades de cada indivíduo e organização envolvidos no processo de resposta a um incidente ou acidente radiológico devem estar muito bem estabelecidas, em particular as autoridades e a hierarquia a ser respeitada, de forma a viabilizar um gerenciamento harmonioso do processo de intervenção. Ademais, as pessoas designadas para atuar em incidentes/acidentes devem ser adequadamente treinadas e estar familiarizadas com suas tarefas específicas. Para tanto, os procedimentos constantes nos Planos devem ser ensaiados, por meio de exercícios periódicos de simulação de acidentes, sendo importante a participação, nessas simulações, de outras pessoas e autoridades cuja assistência seja necessária em caso de acidente real.

A pronta notificação de um acidente às autoridades competentes é extremamente importante no sentido de restringir suas conseqüências, sendo que instruções a serem seguidas para comunicação com órgãos que podem prestar auxílio imediato (Corpo de Bombeiros, Hospitais, Polícia, etc.) devem estar facilmente acessíveis.

No contexto acima, a Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN, possui uma estrutura montada para averiguar eventos radiológicos, podendo fornecer dados para orientar a equipe local envolvida e enviar especialistas para avaliar a magnitude do evento ou ainda, se necessário, deflagrar seu sistema de resposta à situação de emergência.

Sob o ponto de vista de comunicação, é extremamente importante que seja designado um único porta voz para manter o público informado sobre o acidente e suas conseqüências, bem como sobre as ações que venham a ser tomadas pelas autoridades envolvidas no controle da emergência, evitando, assim, a disseminação de informações errôneas, contraditórias ou alarmistas.

7.4.2 Níveis de Intervenção e de Ação para Proteção Imediata

Quando o acréscimo de dose decorrente de um procedimento adotado sem uma ação protetora possa levar à exposição de indivíduos, num dado período de tempo, a níveis de radiação que venham a causar danos sérios, a intervenção é totalmente justificada e tem por objetivo reduzir ou mesmo evitar essa exposição.

A Agência Internacional de Energia Atômica, AIEA, baseada em princípios gerais que governam a seleção de níveis de intervenção para emergências radiológicas recomendados internacionalmente, sugere alguns valores de níveis de intervenção para tomada de ações protetoras urgentes, conforme se segue.

Tabela 7.3 Níveis de Intervenção Recomendados pela AIEA

Ações Protetoras Urgentes	Níveis de Intervenção Genericamente Otimizados	Observações
Abrigagem	10 mSv	dose evitada em, no máximo, 2 dias
Evacuação Temporária	50 mSv	dose evitada em, no máximo, 1 semana
Profilaxia de Iodo	100 mGy	dose absorvida comprometida evitada na tireóide

Os valores de níveis de intervenção devem estar otimizados para a implementação de ações protetoras relevantes levando, no entanto, em consideração que determinados valores de dose, para os quais a intervenção é quase sempre necessária, não devem ser excedidos.

Os níveis de ação expressos em termos de concentração, em atividade, de radionuclídeos presentes em água, gêneros alimentícios, colheita, etc. e que implicariam na adoção de ações protetoras ou remediadoras como, por exemplo, remoção ou substituição de suprimentos específicos de alimentos, água, etc. devem estar otimizados, mas não devem exceder, sem justificativa, os valores recomendados pela AIEA, conforme Tabela 7.4.

Tabela 7.4. Níveis de Ação Genéricos para Gêneros Alimentícios

Radionuclídeos	**Alimentos Destinados ao Consumo Geral (kBq/kg)**	**Leite, Alimentos para Crianças e Água Potável (kBq/kg)**
Cs-134; Cs-137 Ru-103; Ru-106 Sr-89	1	1
I-131	1	0,1
Sr-90	0,1	0,1
Am-241; Pu-238; Pu-239	0,01	0,001

Decisões para tomada de ações protetoras imediatas devem levar em conta as circunstâncias predominantes por ocasião do acidente, baseando-se, tanto quanto possível, na expectativa de liberação de radionuclídeos para o meio ambiente, sendo que essas decisões não devem ser adiadas até que medidas experimentais confirmem as quantidades liberadas. Outras ações protetoras como descontaminação de pessoal e formas elementares de proteção respiratória podem ser levadas a cabo nos casos em que níveis de intervenção não tenham sido estabelecidos.

7.4.3 Isolamento de Áreas, Blindagem, Evacuação

Isolar a área onde tenha ocorrido um incidente ou acidente é, normalmente, a primeira providência a ser tomada para impedir o acesso de leigos ao local, protegendo o público de possíveis irradiação externa, inalação de radionuclídeos suspensos no ar e ingestão inadvertida de material radioativo decorrente do contato com superfícies contaminadas.

A possibilidade de prover blindagem para a fonte radioativa que esteja fora de controle deve ser considerada pelo pessoal técnico envolvido no resgate. Um exemplo simples de como recuperar o controle da fonte é o emprego de recipientes metálicos para acondicionamento do material radioativo que tenha perdido a blindagem. Fontes seladas podem, também, ser imersas em balde com água ou areia, para atenuar as taxas de exposição. No caso de pequenas áreas contaminadas, podem ser utilizados cobertores, plásticos ou outros materiais adequados para cobrir a região afetada e evitar dispersão.

Quando a dispersão de material radioativo for acentuada, a decisão para evacuação de pessoas deve ser tomada pela Autoridade Competente, levando em conta os pareceres técnicos de profissionais do setor nuclear.

7.4.4 Descontaminação de Pessoal e de Áreas

A descontaminação de pessoas sob suspeita de contaminação, a princípio, deve ser feita imediatamente, por meio de remoção de roupas e banho, com água em profusão, sendo recomendável, em seguida, a assistência médica especializada. As roupas e demais materiais contaminados devem ser recolhidos para posterior descontaminação ou tratamento como rejeito radioativo.

A Tabela 7.5 apresenta um resumo dos principais métodos empregados para descontaminação de pessoal e a Tabela 7.6 aqueles adotados para descontaminação de material e de área. A descontaminação deve ser iniciada pelo primeiro método listado, ou seja, o mais simples e, se necessário, dada continuidade empregando os demais, listados em ordem crescente de severidade.

O estabelecimento de controles para ingestão de alimentos e água é, também, fundamental no sentido de evitar a propagação de contaminação radioativa em seres vivos.

7.4.5 Procedimentos para Treinamento, Exercícios e Atualização do Plano

Deve ser promovido pela Direção da Instituição, periodicamente, curso de treinamento em prevenção de acidentes radiológicos, dando ênfase à divulgação das normas e procedimentos de segurança pertinentes, de modo a despertar, por meio de processo educativo, o interesse dos usuários de material radioativo em melhorar seu desempenho quanto à segurança radiológica.

A realização de exercícios de simulação de acidentes é muito importante para assegurar que o pessoal envolvido nas ações de resposta a emergências radiológicas esteja familiarizado com suas tarefas específicas, como, por exemplo, resgate de fontes radioativas, levantamentos radiométricos, descontaminação de áreas e de pessoas, bem como gerenciamento de rejeitos radioativos. Os exercícios de simulação são, também, muito úteis para avaliar a capacidade de resposta bem como identificar e corrigir deficiências encontradas.

Situações anormais como, por exemplo, perda ou roubo da fonte radioativa, ruptura do recipiente de contenção da fonte, incêndio ou inundação da Instalação e que podem provocar incidentes (eventos cujas conseqüências estejam restritas à área da Instalação) ou acidentes (eventos cujas conseqüências atingem a área externa da Instalação) devem ser consideradas como cenários para a análise de acidentes, com o decorrente estabelecimento de procedimentos a serem seguidos para evitar ou minimizar as possíveis conseqüências radiológicas.

O Plano de Emergência dever ser mantido atualizado, em particular a listagem de pessoas, incluindo especialistas, que serão convocadas a atuar no sentido de mitigar as conseqüências de incidentes ou acidentes envolvendo material radioativo.

Tabela 7.5 Métodos para Descontaminação de Pessoal

Método	Superfície	Ação	Técnica
Água e Sabão	Pele e mãos	Emulsiona e dissolve a contamina-ção	Lavar por dois a três minutos e monitorar. Não lavar mais do que três a quatro vezes.
Água e Sabão	Cabelo	Emulsiona e dissolve a contamina-ção	Lavar diversas vezes. Se a contaminação não baixar a níveis aceitáveis, raspar a cabeça e aplicar o método de descontaminação da pele.
Sapóleo em pasta (tipo Pasta Rosa)	Pele e mãos	Emulsiona, dissolve e desgasta	Esfregar com pressão moderada e espuma abundante. Lavar por dois minutos, três vezes. Enxaguar e monitorar. Tomar cuidado para não ferir a pele. Aplicar lanolina ou creme de mãos para evitar ressecamento.

Tabela 7.5 Métodos para Descontaminação de Pessoal (cont.)			
Método	**Superfície**	**Ação**	**Técnica**
Detergente	Pele e mãos	Emulsiona, dissolve e desgasta	Transformar numa pasta. Adicionar água, esfregando lentamente. Tomar cuidado para não ferir a pele.
Pasta de dióxido de titânio com uma pequena quantidade de lanolina.	Extremidades, pele e mãos. Não usar no rosto ou próximo a outros orifícios	Emulsiona, dissolve e desgasta	Empregar a pasta na área afetada por dois minutos. Enxaguar e lavar com sabão e água morna. Monitorar. Se deixada por muito tempo, removerá a pele.
Mistura de 50% de detergente e 50% de fubá	Pele e mãos	Emulsiona, dissolve e desgasta	Fazer uma pasta. Adicionar água e fazer leve fricção. Tomar cuidado para não desgastar a pele.
Mistura de 50% de solução aquosa de $KMnO_4$ (6,4 g/100 ml) e 50 % de solução 0,2 N de H_2SO_4	Extremidades, pele e mãos. Não usar no rosto ou próximo a outras aberturas do corpo	Dissolve o contaminante absorvido na epiderme	Espalhar sobre as mãos umedecidas. Esfregar sobre a área contaminada usando uma escova de mão por, no máximo, 2 minutos. Enxaguar com água. Se o tempo for superior a 2 minutos, removerá uma camada da pele. Pode ser usado em combinação com o dióxido de titânio.
Solução de 5% de sulfito de sódio, recém preparada	Extremidades, pele e mãos. Não usar no rosto e próximo a outros orifícios	Remove a mancha de permanganato	Aplicar da mesma maneira descrita anteriormente, podendo o método anterior ser repetido. Aplicar, ao terminar, lanolina ou creme de mão.
Inundação (lavagem com água em profusão)	Olhos, nariz, ouvidos e boca	Remoção física por inundação	Afastar as pálpebras ao máximo, derramar grande quantidade de água, Aplicar continuamente ao olho, nariz e boca um irrigante isotônico (solução de 0,9% de NaCl em água) e lavar com bastante água. Não absorver o líquido.

Tabela 7.5 Métodos para Descontaminação de Pessoal (cont.)

Método	Superfície	Ação	Técnica
Inundação (lavagem com água em profusão)	Feridas	Remoção física por inundação	Lavar a ferida com grande quantidade de água. Abrir as extremidades para estimular a sangria, se esta não for abundante. Em caso de hemorragia, estancá-la primeiro, limpar as extremidades da ferida, colocar a atadura. Cuidado para não espalhar a contaminação para outras partes do corpo.
Transpi-ração	Pele das mãos e pés	Remoção física por sudação	Colocar a mão ou o pé dentro de luva / sobre-sapato de plástico e fechar com uma fita. Aquecer na proximidade de uma fonte de calor por 10-15 minutos ou até que a mão ou o pé estejam suando abundantemente. Remover a luva ou sapatilha e então lavar.

Tabela 7.6 Métodos para Descontaminação de Material e de Área

Método	Superfície	Ação	Técnica
Limpeza a vácuo	Superfícies secas	Remove a poeira contaminada, por sucção	Aspirar a vácuo, empregando aspirador de pó com filtro eficiente, onde toda a poeira deve permanecer. O equipamento fica contaminado.

Tabela 7.6 Métodos para Descontaminação de Material e de Área (cont.)

Método	Superfície	Ação	Técnica
Água	Superfícies não porosas (pintada, metal, plástico, etc.)	Dissolve e desgasta.	Para superfícies extensas: usar mangueira com alta pressão de água a uma distância de 4,5 a 6,0 metros. Pulverizar superfícies verticais a um ângulo de incidência de 30 a 40 graus. Executar de cima para baixo para evitar re-contaminação. Trabalhar a favor do vento para evitar borrifos. A taxa de limpeza deve ser de, aproximada-mente, 0,5 m^2/min.
	Todas as superfícies	Dissolve e desgasta	Para superfícies pequenas: Absorver o líquido da superfície e esfregar manualmente com água e detergente comercial apropriado. Não é efetivo para grandes áreas, contaminação arraigada e superfícies porosas.
Vapor	Superfícies não porosas, em especial as pintadas e oleosas	Dissolve e desgasta	Aplicar de cima para baixo e a favor do vento, a uma taxa de 0,5 m^2/min. Para aumentar a eficiência, usar detergente.
Detergentes	Superfícies não porosas	Emulsiona o contaminan-te e aumenta a eficiência de limpeza	Esfregar a superfície durante um minuto com pano úmido e, em seguida, com pano seco. Usar a superfície limpa do pano em cada aplicação. Escova rotativa com pressão aumenta a eficiência. A aplicação da solução em névoa é o suficiente. Pode não ser eficiente para contaminação arraigada.

Tabela 7.6 Métodos para Descontaminação de Material e de Área (cont.)

Método	Superfície	Ação	Técnica
Agentes complexan-tes	Superfícies não porosas, em especial não ferruginosas e não calcárias	Forma complexos solúveis com o material contaminado	Borrifar periodicamente as superfícies com solução contendo 3% em peso de agente complexante, de modo a mantê-las úmidas por 30 min. Lavar com água. Para superfícies verticais e elevadas, acrescentar espuma química (carbonato de sódio ou sulfato de alumínio). Apresenta pouco poder de penetração na superfície.
Solventes orgânicos	Superfícies não porosas, gordurosas ou enceradas, pintadas ou com acabamento em plástico	Dissolve materiais orgânicos	Imergir as peças no solvente ou aplicar o procedimento de limpeza com detergente. Exige boa ventilação bem como precauções contra fogo e toxicidade do solvente.
Ácidos inorgânicos	Superfícies metálicas com depósitos porosos (ferrugem ou calcário)	Dissolve depósitos porosos	Imergir as peças em solução de ácido clorídrico(9 a 18%) ou ácido sulfúrico (3 a 6%) ou embebê-las, durante uma hora. Inundar com solução de água e detergente e enxaguar. Usar equipamentos de proteção individual. Exige boa ventilação.
Mistura de ácidos clorídrico, sulfúrico, acético, cítrico e acetatos e citratos	Superfícies não porosas com depósitos porosos	Dissolve depósitos porosos	Aplicar a mesma técnica usada para ácidos inorgânicos. Mistura típica consiste de 378,5 cm^3 de ácido clorídrico, 90,7 g de acetato de sódio e 3785 cm^3 de água. Observar mesmas precauções de segurança para ácidos inorgânicos.

Tabela 7.6 Métodos para Descontaminação de Material e de Área (cont.)

Método	Superfície	Ação	Técnica
Fosfato tri-sódico	Superfícies verticais e elevadas, pintadas	Amolece a pintura (método brando)	Aplicar solução a 10% , aquecida, esfregar e limpar (ver detergentes). Efeito destrutivo na pintura. Não deve ser usado em alumínio ou magnésio.
Abrasão, via úmida	Superfícies não porosas	Remove a superfície	Usar procedimentos convencionais como lixação, raspagem, limadura. Impraticável para superfícies porosas.
Jato de areia	Superfícies não porosas	Remove a superfície	Manter a areia úmida para não espalhar a contaminação. Recolher o abrasivo usado. Evitar inalação de poeira contaminada.
Descom-pressão (vácuo)	Superfícies porosas e não porosas	Remove a superfície; retém o material contaminado	Manter o equipamento nivelado à superfície para evitar escapamento de contaminação. O equipamento fica contaminado.

7.5 RELATÓRIO DO EVENTO

Qualquer evento que possa expor o público ou o trabalhador a níveis de radiação que acarretem doses superiores aos respectivos limites primários estabelecidos pela CNEN deve ser notificado àquela Autoridade Competente, em caráter de urgência, e registrado em livro próprio, no mesmo dia da ocorrência, devendo ser mantido em arquivo todas as comunicações e relatórios, juntamente com os resultados das investigações realizadas.

Relatórios de ocorrências anormais devem ser avaliados pela Autoridade Competente com os objetivos de extrair lições do ocorrido e introduzir aprimoramentos na área de segurança.

O relatório detalhado das situações deve conter, no que for aplicável, pelo menos as seguintes informações:

a) descrição do evento, incluindo local, data e hora;
b) identificação de cada equipamento gerador de radiação ionizante e de cada radionuclídeo envolvido, com respectiva atividade;
c) identificação de pessoas envolvidas e/ou áreas irradiadas/contaminadas;
d) causas do evento e reconstituição do acidente, incluindo, se possível, documentação fotográfica ou croqui;
e) estimativa das doses recebidas pelas pessoas envolvidas e providências tomadas com respeito a indivíduos expostos à radiação;
f) resultados de exames clínicos e laboratoriais realizados e de medidores individuais solicitados em caráter de urgência;
g) planejamento feito para retorno à situação normal;
h) medidas a serem tomadas para evitar reincidência; e
i) declarações sobre o evento assinadas pelas pessoas envolvidas.

7.6 BIBLIOGRAFIA CONSULTADA

[1]Radiological Health Handbook, Department of Health Education and Welfare, Public Health Service, Government Printing Office, Washington, USA, 1970.
[2] Norma CNEN-NE-3.01 “Diretrizes Básicas de Radioproteção, 1988.
[3] Safety Series No 87 “Emergency Response, Planning and Preparedness for Transport Accidents Involving Radioactive Material, IAEA, Vienna, 1988.
[4] SINAER “Guia do Sistema Nacional de Averiguação de Eventos Radiológicos”, Superintendência de Licenciamento e Controle, CNEN, 1996.
[5] Safety Series No 115 “International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources”, IAEA, Vienna, 1996.
[6] Report of the United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation to the General Assembly, UNSCEAR Report, Vol 1, Sources and Effects of Ionizing Radiation, 2000.

8 MATERIAIS RADIOATIVOS E O INCÊNDIO

8.1 INTRODUÇÃO

A radioatividade, em si, não pode provocar incêndios, nem pode ser destruída ou modificada pelo fogo. Este último, no entanto, pode mudar o estado de uma substância radioativa e torná-la mais perigosa, em virtude da ameaça de dispersão sob forma de gases, aerossóis, fumaças ou cinzas. Detectores de fumaça contendo amerício-241 são exemplos típicos de dispositivos projetados especialmente para serem usados, como agentes de prevenção, em locais onde existe um risco potencial de incêndio. No entanto, apesar da pequena quantidade de material radioativo presente em cada detector, deve ser feito um esforço no sentido de localizá-los e resgatá-los dos escombros, caso o incêndio tenha ocorrido de fato.

Por outro lado, o fogo pode, ainda, gerar perturbações na estrutura de armazenamento dos materiais físseis, alterando a forma inicial, por exemplo, ou na estrutura de dispositivos especialmente projetados para tratar ou utilizar esses materiais. Essas perturbações podem acarretar uma reação nuclear em cadeia, provocando, em decorrência, um acidente de criticalidade.

Assim sendo, é importante se ter uma idéia exata das formas sob as quais os radionuclídeos costumam geralmente se encontrar, de acordo com sua utilização, e avaliar o seu provável comportamento durante um incêndio.

Torna-se necessário, também, ressaltar o fato de que não há diferença, a olho nu, entre um elemento inativo e um mesmo elemento ativado, ou seja, radioativo, podendo ambos ter uma aparência inofensiva.

8.2 RADIONUCLÍDEOS PRESENTES EM INSTALAÇÕES NUCLEARES E RADIATIVAS

De modo a definir, mais facilmente, os riscos que representam, os radionuclídeos podem ser situados em duas grandes categorias: (i) aqueles sob forma de fontes seladas ou não seladas, empregadas em medicina, indústria e pesquisa e (ii) os presentes em instalações nucleares de grande porte como indústrias de beneficiamento de minérios nucleares, unidades de enriquecimento isotópico, fábrica de elementos combustíveis, reatores nucleares de potência ou usinas de reprocessamento de elementos

combustíveis irradiados e que podem ser encontrados sob as mais variadas formas, tais como minério, sal, solução, gás, óxido e metal.

8.2.1 Radionuclídeos Empregados em Instalações Médicas, Industriais e de Pesquisa

As fontes radioativas empregadas em instalações industriais, médicas e de pesquisa são adquiridas e recebidas prontas para o uso e, geralmente, não são submetidas a modificação alguma. A quantidade de material radioativo presente é, na maioria das vezes, bastante reduzida, exceção feita a técnicas de irradiação externa como radiografia industrial, teleterapia, esterilização de produtos clínicos e preservação de alimentos, que se baseiam na radiação emitida por fontes seladas de médio a grande porte.

Dentre as aplicações de fontes radioativas não seladas, pode-se destacar a técnica do traçador radioativo, ou seja, uma pequena quantidade de isótopo radioativo que se junta a um sistema químico, biológico ou físico para acompanhar sua evolução. A Tabela 8.1 relaciona algumas aplicações de radionuclídeos, tanto sob a forma de fonte selada como de fonte não selada, em medicina, indústria e pesquisa.

Centros e Institutos de Pesquisa caracterizam-se pelo fato dos radionuclídeos serem ali encontrados em todas suas formas possíveis. De modo geral, os edifícios são projetados e construídos para fins específicos e, para cada um deles, devem ser estabelecidos procedimentos de segurança compatíveis com os riscos envolvidos. Os principais tipos de instalações presentes nesses centros e institutos são:

- reatores nucleares de pesquisa;
- aceleradores de partículas;
- instalações para fracionamento de radiofármacos;
- irradiadores de cobalto 60;
- instalações para produção de fontes seladas;
- laboratórios de pesquisa com radionuclídeos;
- instalações para tratamento de efluentes e rejeitos radioativos;
- instalações piloto ou semi-industriais do ciclo do combustível nuclear;
- laboratórios e oficinas com riscos clássicos.

Tabela 8.1 - Radionuclídeos Empregados em Instalações Médicas, Industriais e de Pesquisa			
NUCLÍDEO		**FORMA DE APLICAÇÃO**	
SÍMBOLO	**t ½**	**FONTES SELADAS**	**FONTES NÃO SELADAS**
H-3	12,26 a	Medidores de espessura.	Radioimunoanálise; Movimento de águas; Pesquisas biológicas; Artigos luminosos; Válvulas eletrônicas.
C-14	5.730 a		Radioimunoanálise; Pesquisas biológicas.
F-18	1,83 h		Diagnóstico clínico.
Na-24	15 h		Diagnóstico clínico.
P-32	14,26 d	Medidores de espessura.	Agricultura; Pesquisas biológicas; Terapia clínica.
S-35	87,20 d		Diagnóstico clínico; Pesquisas biológicas.
Ar-41	1,83 h		Testes de vazamento; Movimento de gases.
Sc-46	83,8 d		Movimento de sedimentos.
Co-57	271,8 d	Fontes de aferição.	Pesquisas biológicas; Radioimunoanálise.
Ga-67	3,26 d		Diagnóstico clínico.
Co-60	5,27 a	Radiografia industrial; Medidores de nível, espessura e densidade; Teleterapia; Braquiterapia; Esterilização; Preservação de alimentos.	Pesquisa biológica; Diagnóstico clínico.
Br-82	35,3 h		Movimento de águas; Testes de vazamento.
Kr-85	10,72 a	Medidores de espessura	Traçador gasoso.

Tabela 8.1 - Radionuclídeos Empregados em Instalações Médicas, Industriais e de Pesquisa (continuação)			
NUCLÍDEO		**FORMA DE APLICAÇÃO**	
SÍMBOLO	**t ½**	**FONTES SELADAS**	**FONTES NÃO SELADAS**
Sr-90	28,6 a	Medidores de espessura; Aplicadores oftálmicos.	
Tc-99m	6,01 h		Diagnóstico clínico; Pesquisas biológicas.
Xe-133	5,29 d		Diagnóstico clínico.
Cs-137	30,14 a	Medidores de densidade, nível ou espessura; Braquiterapia; Fontes de aferição.	
I-125	60,14 d		Radioimunoanálise; Terapia clínica; Pesquisas biológicas.
I-131	8,02 d	Braquiterapia	Diagnóstico clínico; Terapia; Pesquisas biológicas.
Ir-192	73,83 d	Radiografia Industrial Braquiterapia	
Tl-201	3,04 d		Diagnóstico clínico.
Po-210	138,4 d	Eliminador de estática	
Cf-252	2,64 a	Fontes de nêutrons	Estudos de ativação e outras pesquisas.
Ra-226 Pu-239 ou Am-241 + Be	1.600 a 24.100 a 432,2 a	Fontes de nêutrons; Medidores de umidade.	Estudos de ativação e outras pesquisas.
Am-241	432,2 a	Medidores de espessura; Detectores de fumaça.	Pára-raios ainda instalados.

Assim, o conhecimento das características dos radionuclídeos presentes e as condições de sua utilização possibilitam um estudo aprofundado do risco que representam, bem como norteiam a elaboração de instruções a serem seguidas em caso de incêndio.

8.2.1.1 Fontes Radioativas Seladas

A fonte radioativa selada é constituída por material radioativo sólido não dispersivo, ou material radioativo incorporado em matéria sólida inativa ou, ainda, contido em cápsula inativa, geralmente de aço inoxidável, hermeticamente fechada. O projeto de fontes seladas deve ser tal que essas fontes atendam aos requisitos estabelecidos para ensaios de impacto, percussão, flexão, calor e lixiviação.

a) fontes irradiadas depois da fabricação

É o caso das fontes de Cobalto-60 ou de Irídio-192. O elemento a ser irradiado, apresentando a forma de um cilindro de metal inativo, de um ou mais milímetros de diâmetro e de altura, é encerrado numa cápsula soldada e o conjunto assim formado, com pelo menos uma das dimensões não inferior a 5 mm, é colocado dentro de um reator nuclear, para que a fonte seja ativada.

b) fontes fabricadas por incorporação de um radionuclídeo

É, notadamente, o caso das fontes de Césio-137. O radionuclídeo é depositado em uma cápsula, sob forma de recipiente de cerâmica ou de pastilha comprimida e, então, a cápsula é soldada. Tendo em vista que o trabalho é executado à distância e, portanto, com menor precisão, as dimensões das fontes resultam geralmente maiores; contudo, trata-se ainda de pequenos objetos, aproximadamente do tamanho de uma bala de revolver.

Para que alguma radiação possa emergir de fontes seladas contendo material radioativo de baixo poder de penetração, é necessário colocar, na proteção que a envolve, uma janela, isto é, uma parede fina. É preciso, também, dispersar o radionuclídeo para limitar a auto-absorção, ou seja, absorção da radiação pelo próprio meio que a emite. Este é o motivo pelo qual essas fontes costumam apresentar a forma e as dimensões de uma moeda grossa. Os invólucros (cápsulas) são de metal ou de acrílico; a janela é constituída de uma folha muito fina, de matéria plástica do tipo polietileno, por exemplo.

8.2.1.2 Fontes Radioativas Não Seladas

Dentre as aplicações de fontes radioativas não seladas, pode-se destacar a técnica de traçadores radioativos, ou seja, pequenas quantidades de isótopos radioativos adicionadas a sistemas químicos, biológicos ou físicos, para acompanhar sua evolução.

No campo industrial, essa técnica é empregada para medidas de vazão e eficiência de filtração de gases, determinação de velocidade de líquidos e gases em tubulações, avaliação de tempo de residência, localização de vazamentos, etc.

Fontes não seladas de isótopos radioativos são, também, muito empregadas em diagnóstico médico, para desenvolver imagens dos órgãos internos do corpo humano, de modo a examinar seu comportamento.

As fontes radioativas não seladas podem se apresentar sob a forma sólida, líquida ou gasosa.

a) fontes sólidas

É considerável o número de produtos suscetíveis de serem ativados, podendo tratar-se tanto de plantas dissecadas e pulverizadas como de fragmentos metálicos, de sal marinho ou de produtos químicos mais complexos. Esses produtos são geralmente fornecidos dentro de tubos de alumínio ou plástico, hermeticamente fechados.

b) fontes líquidas

Fabricados a partir de pó irradiado, os radionuclídeos em solução apresentam freqüentemente formas químicas muito simples: cloretos, iodetos, nitratos e sulfatos. As soluções fornecidas são líquidos geralmente incolores, contidos em frascos com fechamento estanque.

c) fontes gasosas

Os radionuclídeos empregados sob forma gasosa não são numerosos, podendo ser citados o trício (H-3), o criptônio (K-85) e o xenônio (Xe-133). Quantidades relativamente pequenas são fornecidas em ampolas de vidro seladas e grandes quantidades em garrafas metálicas.

8.2.2 Radionuclídeos Presentes em Instalações Nucleares

As instalações nas quais materiais nucleares são produzidos, processados, reprocessados, utilizados, manuseados ou armazenados em quantidades relevantes são denominadas instalações nucleares, estando compreendidos

nesta definição o reator nuclear de potência bem como as fábricas e usinas que integram o ciclo do combustível nuclear.

Nas instalações do ciclo do combustível são processadas grandes quantidades de material nuclear, no caso brasileiro, o urânio, elemento radioativo que se encontra na natureza e que é submetido a numerosas transformações físicas e químicas.

As instalações do ciclo do combustível nuclear são, portanto, destinadas à produção, a partir de minérios nucleares, de elementos combustíveis contendo material físsil em quantidade apropriada, para serem empregados em reatores nucleares de potência.

O urânio natural é composto, basicamente, por 99,28 % de U-238, isótopo fértil e somente 0,72 % de U-235, isótopo físsil e de fundamental interesse para a produção de energia nuclear.

O combustível nuclear à base de urânio enriquecido, ou seja, aquele no qual o teor de U-235 é mais elevado do que o teor natural, tem sido o mais empregado mundialmente em reatores nucleares de potência refrigerados e moderados a água (PWR: Pressurised Water Reactor ou BWR: Boiling Water Reactor).

É oportuno lembrar que os elementos radioativos naturais $^{238}U_{92}$, $^{235}U_{92}$ e $^{232}Th_{90}$ dão origem a séries de decaimento radiativo, ou seja, seqüências em que um núcleo radioativo decai em outro, que por sua vez decai num terceiro, e assim sucessivamente, até a formação de um isótopo estável, último nuclídeo de cada série.

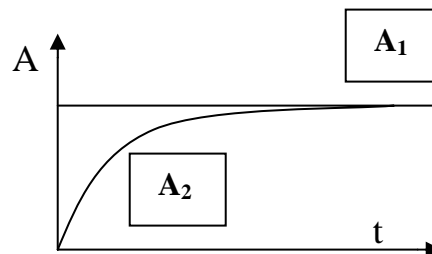
Em uma série radioativa, o radionuclídeo filho vai sendo continuamente produzido pelo decaimento do radionuclídeo pai que, por sua vez, vai desaparecendo em função de sua própria desintegração.
A série do urânio-238, cuja meia-vida é 4,51 bilhões de anos, é integrada por 17 elementos radioativos e 1 estável, o $^{206}Pb_{82}$; a do urânio-235, isótopo com meia-vida de 0,71 bilhões de anos, é formada por 16 radionuclídeos e 1 elemento estável, o $^{207}Pb_{82}$; e a do tório-232 (meia-vida da ordem de 14 bilhões de anos) possui 12 isótopos radioativos e 1 estável, o $^{208}Pb_{82}$.

Quando a meia-vida do nuclídeo pai é muito superior à dos filhos, um estado de equilíbrio é alcançado entre eles, chamado equilíbrio secular, onde pai e filhos apresentam o mesmo valor de atividade, A, dada em Bq, ou seja:

$$A_1 = A_2 = ... = A_n$$

ou, ainda

$$\lambda_1 N_1 = \lambda_2 N_2 = ... = \lambda_n N_n$$

onde λ é a constante de desintegração ($\ln 2/t_{1/2}$) de cada radionuclídeo (1,2,...n) em equilíbrio e N é o respectivo número de átomos radioativos presentes.

O processamento e o emprego de urânio nas instalações integrantes do ciclo do combustível nuclear, conforme esquematizado na Figura 8.1, são descritos sucintamente a seguir.

8.2.2.1 Mineração e Beneficiamento de Urânio

O urânio natural é composto, basicamente, por 99,28 % de U-238, isótopo fértil e somente 0,72 % de U-235, isótopo físsil e de fundamental interesse para a produção de energia nuclear.

Minerais contendo urânio são considerados minérios de urânio, ou seja, a extração do urânio neles contidos é economicamente viável, quando sua concentração de urânio é da ordem de ou superior a 1000 ppm (1%).

O ciclo do combustível nuclear se inicia com a extração de minério de urânio de minas a céu aberto ou em galerias subterrâneas. Após processamento físico, que envolve britagem e moagem, o urânio é extraído por meio de diversas operações químicas (dissolução, extração por solvente, re-extração com água, precipitação e filtragem). O concentrado de urânio assim fabricado, no caso brasileiro o diuranato de amônio, tem o aspecto de uma pasta amarela, também conhecida pelo nome “yellow cake”, que contem o equivalente a cerca de 75% de óxido de urânio.

RECONVERSÃO EM UO_2
E FABRICAÇÃO DE
ELEMENTOS COMBUSTÍVEIS

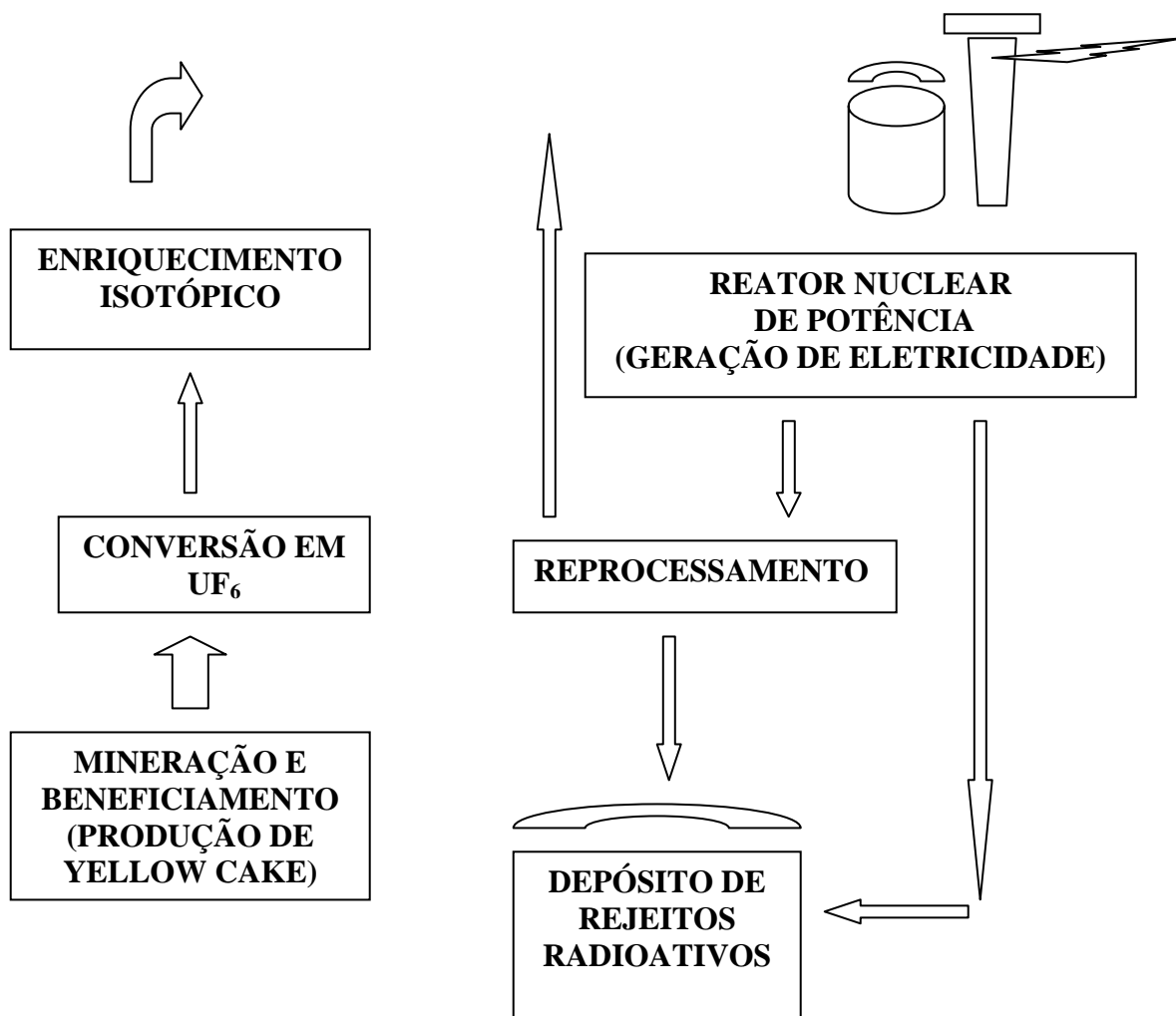



Figura 8.1 Representação Esquemática do Ciclo do Combustível Nuclear

8.2.2.2 Conversão em UF_6

O concentrado de urânio deve ser, ainda, separado das impurezas que permaneceram na etapa de beneficiamento, por meio de novo processamento químico envolvendo dissolução, extração/re-extração, precipitação, filtração, secagem bem como deve ser submetido à calcinação, hidro-fluoretação e fluoração, de modo a ser, finalmente, obtido sob a forma de hexafluoreto de urânio, composto que apresenta a propriedade de passar para o estado gasoso a baixas temperaturas (a partir de 56 ^{o}C).

8.2.2.3 Enriquecimento Isotópico

O combustível nuclear à base de urânio enriquecido, ou seja, aquele no qual o teor de U-235 é mais elevado do que o teor natural, tem sido o mais empregado mundialmente em reatores nucleares de potência refrigerados e moderados a água (PWR: Pressurised Water Reactor ou BWR: Boiling Water Reactor).

Para alimentar os reatores a água pressurizada, modelo adotado no Brasil, é preciso dispor de combustível com concentração de urânio-235 da ordem de 3%, uma vez que esse é o isótopo de urânio responsável pelas reações de fissão onde energia é liberada.

O enriquecimento isotópico é uma operação difícil uma vez que, assim como ocorre com todos os isótopos de um mesmo elemento, o urânio 235 e o urânio-238 são muito semelhantes quimicamente. Entretanto, é possível diferenciá-los graças à pequena diferença de massa que existe entre eles.

Assim, para aumentar a concentração de urânio-235 inicialmente presente na massa de urânio natural (0,7%) são empregados processos baseados na diferença de mobilidade desses isótopos, uma vez que um deles é um pouco mais leve do que o outro. De todos os processos de enriquecimento isotópico estudados até hoje, ou seja, de aumento da proporção de urânio-235 presente no urânio natural, apenas dois foram desenvolvidos industrialmente: a difusão gasosa e a ultracentrifugação.

O processo de difusão gasosa consiste em fazer passar o UF_6, no estado gasoso, por barreiras de membranas contendo furos minúsculos. As moléculas de hexafluoreto de urânio-235, por serem ligeiramente mais leves, atravessam cada membrana um pouco mais rapidamente que as de hexafluoreto de urânio-238. A operação deve ser repetida cerca de 1400 vezes, de modo a produzir o grau de enriquecimento desejado para operação de centrais nucleares clássicas a água pressurizada.

O processo de ultracentrifugação consiste em submeter o hexafluoreto de urânio gasoso a altas velocidades de rotação, de modo que as moléculas contendo o átomo de urânio 238, por serem mais pesadas, sejam projetadas mais rapidamente para a periferia da centrífuga do que aquelas com o urânio 235. Aqui, também, são necessárias numerosas etapas sucessivas de centrifugação, para se coletar o gás com o grau de enriquecimento desejado.

8.2.2.4 Reconversão em UO_2 e Fabricação de Elementos Combustíveis

Após a etapa de enriquecimento, o hexafluoreto de urânio enriquecido é convertido em óxido de urânio, sob a forma de um pó negro, após ter sido submetido às etapas de precipitação, filtração e calcinação. Esse pó, dióxido de urânio, é comprimido e sinterizado (aglutinado pelo efeito do aquecimento), formando as chamadas pastilhas, pequenos cilindros de cerca de 1 cm de comprimento e com espessura de um lápis. As pastilhas são colocadas dentro de longos tubos metálicos, de liga de zircônio, formando as varetas que, por sua vez, compõem o elemento combustível propriamente dito, ou seja, o conjunto metálico unitário composto sobretudo de bocais, grades espaçadoras e varetas.

Os elementos combustíveis de reatores nucleares franceses, por exemplo, possuem 264 varetas, sendo que um reator de 900 MW necessita, para operar, de 157 elementos combustíveis contendo 11 milhões de pastilhas.

No Brasil, a Central Nuclear Almirante Álvaro Alberto, CNAAA, situada em Angra dos Reis, dispõe de dois reatores em operação: CNAAA-I (Angra 1, 657 MWe), possuindo 121 elementos combustíveis, cada qual com cerca de 450 kg e formado por 256 varetas, e CNAAA-II (Angra 2, 1350 MWe), com 193 elementos combustíveis, cada qual com aproximadamente 600kg e formado pelo mesmo número de varetas. Futuramente, essa Central Nuclear contará com um terceiro reator.

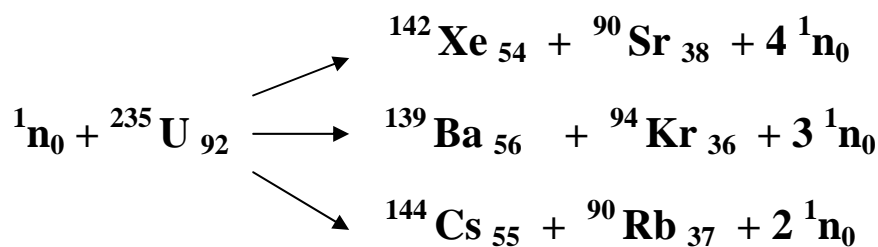
O combustível nuclear apresenta diferentes taxas de exposição, dependendo se foi irradiado ou não e, no caso do combustível irradiado, do tempo transcorrido após sua retirada do reator. Pode ser encontrado em grandes quantidades, ou seja, centenas ou até milhares de toneladas, dentro de um único local de armazenamento.

8.2.2.5 Reatores Nucleares de Potência

A fissão nuclear é uma reação nuclear em que um núcleo pesado se divide em núcleos mais leves, com liberação de energia. Por exemplo, o califórnio-252 decai por emissão de partícula alfa (97%) e, também, por fissão espontânea (3%), gerando nêutrons, conforme representado a seguir:

$$^{252}\mathbf{Cf}_{98} \rightarrow \; ^{142}\mathbf{Ba}_{56} + \; ^{106}\mathbf{Mo}_{42} + 4\; ^{1}\mathbf{n}_{0}$$

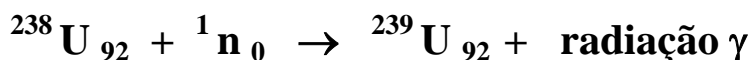
Quando um nêutron atinge um núcleo de $^{235}U_{92}$, este se divide em duas partes, de acordo com as seguintes possibilidades de fissão:

$$^{1}n_{0} + {}^{235}U_{92} \rightarrow \begin{cases} {}^{142}Xe_{54} + {}^{90}Sr_{38} + 4\,{}^{1}n_{0} \\ {}^{139}Ba_{56} + {}^{94}Kr_{36} + 3\,{}^{1}n_{0} \\ {}^{144}Cs_{55} + {}^{90}Rb_{37} + 2\,{}^{1}n_{0} \end{cases}$$

Se os nêutrons de cada fissão nuclear forem absorvidos por outros núcleos de urânio-235, haverá novas fissões e serão produzidos mais nêutrons. Desta maneira, é possível ocorrer uma reação em cadeia, ou seja, uma seqüência auto-sustentada de fissões nucleares, provocadas pela absorção de nêutrons liberados em fissões nucleares anteriores.

Um reator nuclear a fissão é uma montagem que permite a ocorrência, de forma controlada, de fissões nucleares, sendo o calor liberado empregado para produzir vapor d'água para impulsionar um gerador de eletricidade. Para controlar a reação de fissão, cada núcleo fissionado deve produzir, em média, um nêutron que provoque a fissão de outro núcleo, devendo os nêutrons restantes ser removidos do sistema. Barras de controle, ou seja, cilindros de substâncias absorvedoras de nêutrons como boro e cádmio, são empregadas para retirar os nêutrons excedentes do ciclo da reação em cadeia.

Quando o combustível nuclear é o urânio enriquecido, é indispensável o emprego de um moderador, ou seja, uma substância que diminua a velocidade dos nêutrons, de modo a aumentar a probabilidade de absorção destes pelo urânio-235 e, conseqüentemente, diminuir sua probabilidade de absorção pelo urânio-238, que é fértil (ou seja, não fissiona). São moderadores comuns a água pesada, formada pelo isótopo de hidrogênio chamado deutério, $^{2}H_{1}$, a água leve, ou comum, (formada pelo isótopo de hidrogênio propriamente dito, $^{1}H_{1}$) e a grafita.

Outro elemento de interesse para a fissão nuclear é o Pu-239, encontrado na natureza apenas em quantidades diminutas (cerca de 1 em 10^{14}) , mas sendo gerado em reatores nucleares em função da seguinte reação de captura de nêutrons:

$$^{238}U_{92} + {}^{1}n_{0} \rightarrow {}^{239}U_{92} + \text{radiação } \gamma$$

A transformação acima é seguida de reação de decaimento β^{-}, cuja meia vida é de 23,5 minutos:

$$^{239}U_{92} \rightarrow {}^{239}Np_{93} + \beta^{-} + \text{nêutrons}$$

Por meio de emissão de outra partícula β^-, com uma meia-vida de 2,35 dias, é formado o Pu-239, isótopo transurânico físsil, cuja meia vida é de 24.360 anos.

$$^{239}\mathbf{Np}_{93} \rightarrow \; ^{239}\mathbf{Pu}_{94} + \beta^- + \textbf{nêutrons}$$

O plutônio assim obtido pode ser quimicamente extraído do combustível utilizado em reatores do tipo PWR ou BWR. Esse mesmo radionuclídeo, que teve um papel importantíssimo no projeto original do desenvolvimento da bomba atômica pelos americanos, vem atualmente sendo utilizado como combustível nuclear, sob a forma de óxido misto de plutônio e urânio.

8.2.2.6 Reprocessamento

A vida útil de elementos combustíveis depende de uma série de fatores, como características do reator nuclear, composição inicial do combustível e fluxo de nêutrons ao qual foi exposto. Fatores que levam à troca de combustível incluem a deterioração de seu revestimento, devido a inchamento, estresse térmico e corrosão, bem como a perda de reatividade nuclear como resultado do consumo de material físsil (U-235) e do acúmulo de produtos de fissão absorvedores de nêutrons. Um período de vida típico para elementos combustíveis é de 3 anos.
Os elementos combustíveis removidos do reator, apesar de conterem quantidades significativas de produtos de fissão intensamente radioativos, ainda possuem material físsil não utilizado (U-235) e material físsil produzido em decorrência da reação nuclear que dá formação ao Pu-239. Assim, esses materiais físseis, devido ao seu valor econômico, podem ser recuperados para posterior produção de energia.

Numa instalação de reprocessamento, o revestimento do elemento combustível é removido quimicamente ou mecanicamente, o material do combustível é dissolvido em ácido e os produtos físseis e férteis são separados dos produtos de fissão e, posteriormente, separados entre si por meio de operações de extração por solventes.

O reprocessamento de combustíveis irradiados é uma operação difícil, tendo em vista os altíssimos níveis de radiação presentes. Os equipamentos de processo devem ser revestidos com blindagem massiva, o calor associado à radioatividade dos produtos de fissão deve ser removido adequadamente, os

solventes utilizados e alguns materiais de construção podem ser danificados pela radiação e, acima de tudo, o risco de criticalidade está sempre presente.

Outros fatores que contribuem para dificultar a operação de reprocessamento são as requeridas eficiências de recuperação de produtos físseis e de separação destes de produtos de fissão, estes últimos presentes em grande número e com propriedades muito distintas como, por exemplo, o metal alcalino césio, o tecnécio, que se assemelha ao magnésio, e o promécio, da família das terras raras.

Os produtos de fissão não re-aproveitáveis constituem os rejeitos de alto nível de radiação e devem ser depositados em repositórios geológicos profundos. Alguns países já optaram pelo não reprocessamento do combustível irradiado, ou seja, consideram esse material como rejeito radioativo de alto nível de radiação.

A tecnologia nuclear pode, sem dúvida, contribuir para melhorar a qualidade de vida da população. Porém, como qualquer outra atividade industrial, pode causar efeitos deletérios. Assim, é importante garantir que os princípios fundamentais de segurança estabelecidos internacionalmente sejam sempre aplicados, de modo a reduzir, a níveis baixíssimos, os riscos potenciais associados ao uso da energia nuclear para fins pacíficos. O transporte de materiais nucleares, em particular o de cilindros contendo hexafluoreto de urânio e o de combustíveis utilizados em reatores nucleares merece, também, atenção especial em termos de segurança, em função dos riscos inerentes à atividade de transferir materiais radioativos de um local para outro empregando meios de transporte em vias públicas, incluindo aquelas situações acidentais que podem envolver incêndio.

8.3 COMPORTAMENTO DO MATERIAL RADIOATIVO DURANTE UM INCÊNDIO

8.3.1 Considerações Gerais

O fato de um material ser radioativo não influi sobre suas características físicas gerais e, portanto, sobre seu comportamento quando submetido a uma elevação anormal de temperatura, notadamente em caso de incêndio.

Conseqüentemente, em caso de ser atingido pelo fogo, o material radioativo, de acordo com sua forma inicial - sólida, líquida ou gasosa - sofrerá transformações do tipo clássico, a saber: fusão, ebulição e sublimação, com a

formação de produtos de combustão correspondentes às suas características químicas, podendo resultar em cinzas, pós, poeiras, névoas, aerossóis, vapores ou gases.

Cabe salientar que esses produtos de combustão são, em geral, menores e menos densos que o material original, ou seja, podem se dispersar com maior facilidade. Como conseqüência, tendo em vista que essa alteração da forma física não acarreta mudança alguma na quantidade de material radioativo envolvido, pode-se esperar que o controle radiológico em caso de incêndio seja mais difícil.

8.3.2 Comportamento dos Envoltórios de Proteção

A resistência ao fogo de envoltórios de proteção é muito variável; assim, a garantia de proteção ao conteúdo se dará em função do tipo de envoltório utilizado.

Pode-se considerar duas categorias distintas de envoltórios de proteção, a saber:
a) o envoltório fixo ao radionuclídeo, formando um todo indissociável com o radionuclídeo, pronto para a utilização. Esta categoria compreende as fontes seladas e os elementos combustíveis revestidos.

b) o envoltório separado do radionuclídeo, servindo como embalagem de transporte, de armazenamento ou de proteção. Esta categoria inclui todos os outros tipos de envoltórios: castelos de chumbo, tambores, frascos, etc.

Para dar a essas considerações uma forma mais concreta, é interessante citar alguns exemplos:

- as fontes seladas contidas em cápsulas de aço inoxidável ou as fontes de material sólido não dispersivo resistem bem ao fogo, assegurando boa proteção aos radionuclídeos que elas contêm.
- da mesma forma, as embalagens do tipo B e do tipo C, definidas pela regulamentação relativa ao transporte de materiais radioativos, são projetadas para proteger seu conteúdo em caso de fogo.
- o material radioativo de certas fontes seladas, com janela muito fina em matéria plástica do tipo polietileno, pode ser atingido pelo fogo.
- as fontes não seladas, como soluções radioativas ou os gases, em embalagens frágeis (vidro, plástico, etc.) são extremamente vulneráveis ao fogo.

Assim, em função do envoltório do material radioativo, é possível deduzir a urgência das providências a serem tomadas, em relação ao acidente radioativo envolvendo fogo, sendo que a natureza e a importância dessas medidas dependem das características físico-químicas e radiológicas dos materiais radioativos envolvidos.

8.3.3 Perigos Resultantes de uma Ruptura de Proteção

Quando um incêndio provoca, direta ou indiretamente, uma ruptura nos envoltórios de proteção dos materiais radioativos, os riscos devidos à radioatividade podem acarretar conseqüências mais graves nas equipes de socorro presentes ao local, ou mesmo nas pessoas que se encontrem em suas proximidades, do que as que podem ser provocadas por uma eventual extensão do sinistro aos locais do estabelecimento que apresentam riscos clássicos.

Este é o motivo pelo qual o responsável pela equipe de combate ao incêndio poderá ser, por vezes, levado a retardar o emprego de procedimentos convencionais para assegurar, em primeiro lugar, a proteção dos radionuclídeos ameaçados pelo fogo.

Caso o material radioativo já esteja envolvido no sinistro, os novos perigos que daí podem resultar são a contaminação devida a sua dispersão e o risco de irradiação externa, que se deve à radiação penetrante emitida pelos radionuclídeos presentes. Ademais, a perda de contenção e a conseqüente exposição ou, mesmo, liberação desses radionuclídeos pode acarretar contaminação de superfícies, solo e atmosfera, bem como a contaminação e irradiação interna de pessoas.

8.3.3.1 Contaminação de Superfícies e do Solo

A contaminação do solo pode ser provocada por:

- escoamento ou projeção de líquidos radioativos;
- dispersão e deposição de materiais radioativos sólidos particulados;

É preciso tomar todas as precauções cabíveis para evitar que a contaminação se estenda. Contudo, os meios a serem empregados são distintos, ou seja:

- no caso de líquidos, deve-se empregar produtos absorventes não combustíveis, tais como, argila, areia, vermiculita ou cinza;

- no caso de sólidos finamente divididos, e salvo instruções específicas, o local deverá ser ligeiramente umedecido com água pulverizada, para evitar re-suspensão.

A zona contaminada deverá ser delimitada e balizada, para impedir o acesso, ao local, de pessoas não autorizadas.

8.3.3.2 Contaminação Atmosférica

A contaminação atmosférica pode ser provocada por radionuclídeos sob forma de poeiras, aerossóis, vapores e gases.

A extensão dessa contaminação, ligada notadamente às condições meteorológicas, é difícil de controlar. Às vezes, pode alcançar lugares relativamente afastados, implicando na identificação, por meio de detectores de radiação, desses locais para posterior descontaminação. Em certos casos, é possível que essa contaminação radioativa esteja acompanhada de algum risco químico, como toxicidade ou corrosividade.

Reatores nucleares podem liberar para a atmosfera, em caso de acidente, quantidades significativas de radionuclídeos sob a forma de vapores, gases ou particulados, merecendo destaque os gases nobres (Kr-85; Xe-133), os iodetos (I-131 e I-129), o trício (H-3), o césio-137, o estrôncio-90 e o carbono-14.

Assim, o pessoal que venha a prestar socorro em caso de acidentes envolvendo materiais radioativos gasosos, voláteis ou sólidos de fácil dispersão deve usar máscaras filtrantes ou autônomas, conforme o caso, de modo a evitar a incorporação de radionuclídeos, por inalação.

8.3.3.3 Irradiação Externa

O risco de irradiação externa de trabalhadores e indivíduos do público se faz normalmente presente em situações não usuais, tais como:

- a descoberta fortuita de uma fonte radioativa emissora gama (γ) ou uma fonte de neutros (n) extraviada de sua respectiva blindagem;
- um frasco contendo material radioativo emissor gama (γ) rompido acidentalmente, resultando na contaminação do local (por exemplo, bancada e piso ou meio de transporte);

- a perda acidental de blindagem ou a destruição, ainda que parcial, da embalagem de proteção (por exemplo, em caso de acidente de transporte ou incêndio);
- a ocorrência de um acidente de criticalidade.

É oportuno observar que, na fase inicial de uma emergência envolvendo material radioativo, é possível que não se tenha conhecimento do tipo de radiação que está sendo emitida. Assim, é importante ter em mente os três procedimentos básicos para limitar a exposição de pessoas à radiação ionizante:

- manter-se a uma distância segura da fonte radioativa: quanto mais afastado da fonte radioativa, menor a exposição à radiação;
- utilizar uma barreira de proteção: materiais como vidro e alumínio provêm proteção contra partículas alfa (α) e beta (β). Para a radiação gama, biombos com vários centímetros de espessura de chumbo podem ser necessários. No campo, veículos, contêineres ou barreiras naturais como árvores, montes e rochas podem ser usados como proteção; a possibilidade de blindagem da fonte também deve ser considerada.
- limitar o tempo de exposição: quanto menor o tempo de permanência próximo a uma fonte de radiação ionizante, menor a exposição. É preciso agir rapidamente e com eficiência. O uso de turnos deve ser considerado, para minimizar as exposições individuais.

É importante destacar que o perigo de irradiação externa pode assumir grandes proporções em caso de acidente de criticalidade, o qual, apesar de ter baixa probabilidade de ocorrência, deve ser abordado em maior detalhe, assim como os aspectos relacionados a sua proteção.

8.4 O RISCO DE ACIDENTE DE CRITICALIDADE

8.4.1 Considerações Gerais

Quando da manipulação de materiais físseis (urânio enriquecido ou plutônio, por exemplo), é indispensável se precaver contra os riscos de uma reação nuclear em cadeia não controlada. Tal reação provoca, efetivamente, um fluxo de nêutrons e a emissão de radiação γ capazes de provocar doses de radiação de até dezenas de Gy nas suas proximidades (1 Gy = 1J/kg). Essa possibilidade, aliada à natureza físsil dos materiais envolvidos, é chamada de “risco de criticalidade”.

8.4.2 Conseqüências de um Acidente de Criticalidade

Quando a criticalidade é atingida, em decorrência de um incidente de operação ou de um erro de manipulação, ocorre uma emissão muito intensa de nêutrons e de raios γ, cuja duração é variável. A curva que representa a intensidade dessa emissão apresenta, geralmente, a forma de um pico, seguido de um patamar, ou de oscilações que se devem à passagem do sistema em estado crítico para o estado sub-crítico.

A energia liberada provoca elevação de temperatura, que pode acarretar, no caso de uma solução, expansão térmica bem como produção de gás por radiólise e, ainda, oscilações de potência do sistema. No caso de metal, ocorre sua fusão ou dispersão imediata. Felizmente, esses fenômenos reconduzem o sistema, finalmente, ao estado sub-crítico.

Esse processo se desencadeia de forma idêntica à empregada em explosivos nucleares sendo que nestes, as condições físicas são tais que as reações em cadeia são mantidas por mais tempo, com conseqüências catastróficas. Por outro lado, um acidente de criticalidade tem curtíssima duração e leva, no máximo, à destruição do material, com conseqüências semelhantes à de uma explosão química convencional, acrescida, naturalmente, das doses de radiação associadas ao evento.

8.4.3 Prevenção de Acidentes de Criticalidade

Para prevenir os acidentes de criticalidade, é necessário realizar, em cada instalação, um estudo aprofundado durante o qual serão examinadas tanto as condições de funcionamento normal quanto as condições acidentais previsíveis. Efetivamente, tendo em vista a rapidez com que a reação se desenvolve, não existe meio de detectar a iminência de tal acidente.
Sem entrar nos detalhes técnicos desses estudos, convém mencionar alguns dos fatores a serem levados em consideração:

- massa de materiais físseis;
- natureza do sistema (solução ou metal);
- presença de moderador (água, óleo, matéria plástica, grafita, etc.);
- presença de refletores de nêutrons;
- homogeneidade ou heterogeneidade do meio;
- forma dos recipientes;
- interação entre os diversos elementos de uma instalação.

Esses estudos possibilitam definir as medidas a serem adotadas para prevenção da criticalidade. Eles fixam as massas máximas que podem ser empregadas, as formas dos recipientes, as distâncias a serem respeitadas entre os recipientes contendo matéria físsil, etc. Seguem-se daí instruções bastante severas, que devem ser cumpridas com rigor. Por exemplo, o fato de transferir uma solução de um recipiente cilíndrico para outro recipiente cilíndrico de diâmetro diferente, ou para um recipiente esférico de volume idêntico, poderia acarretar um acidente. O mesmo aconteceria caso os recipientes contendo materiais físseis fossem aproximados a uma distância inferior à distância prevista no projeto da instalação.

8.4.4 Detecção de um Acidente de Criticalidade

Dentro de um recipiente transparente que contivesse uma solução ou partículas metálicas dispersas em água, o acidente de criticalidade se tornaria visível graças ao brilho azul que se deve ao efeito Cerenkov (Em 1934, Cerenkov observou que feixes de elétrons rápidos, como partículas beta oriundas de substâncias radioativas, quando se movem em um meio transparente, emitem radiação visível, desde que a velocidade dos elétrons seja superior à velocidade da luz naquele meio).

Como os recipientes são geralmente opacos, é preciso dispor de aparelhos que detectem a radiação emitida quando de um acidente. Existem aparelhos específicos, chamados detectores de criticalidade, que disparam um alarme, impondo a evacuação imediata do local do acidente. Como a dose absorvida é inversamente proporcional ao quadrado da distância da fonte, a rapidez da fuga é um elemento de importância vital. Os trajetos previstos para a evacuação do pessoal deverão estar sempre desobstruídos e ser providos de proteção efetiva.

Depois do acidente, é necessário tomar medidas extremamente prudentes para entrar na área de risco, sendo que os detectores de criticalidade devem ser mantidos, tanto quanto possível, em estado de funcionamento. Além disso, é importante avaliar as causas do acidente, de modo a não correr o risco de produzir, por meio de uma intervenção desastrada, uma nova excursão de potência.

8.4.5 Regras Práticas de Segurança

A maioria dos raros acidentes que ocorreram no mundo não se deu durante o funcionamento normal das instalações. Sucederam após operações de limpeza ou de reparo, executadas às pressas ou, ainda, em função da alteração improvisada de procedimentos operacionais.

Os ensinamentos que deles foram extraídos estabeleceram as seguintes regras de segurança, que devem ser observadas de maneira rigorosa.

Assim, as operações de rotina devem ser realizadas levando-se em conta os mínimos detalhes das instruções de operação e seguir a ordem prevista com o máximo rigor.
Se uma operação, não prevista, tiver de ser efetuada, como por exemplo, um reparo de caráter excepcional, esta deve obrigatoriamente, antes de seu início, ser objeto de uma análise que resulte na elaboração de instruções, prescrevendo, nos menores detalhes, o modo como será desenvolvida.

Nenhuma modificação, por mínima que possa parecer, deve ser introduzida numa instalação, equipamento ou procedimento, na qual existe risco de criticalidade, sem que um especialista nessa disciplina tenha realizado uma análise prévia.

Os procedimentos para atuação de bombeiros em caso de incêndio devem obrigatoriamente estar previstos pela Direção da instalação. Com efeito, a água, que é quase sempre uma causa de dispersão da contaminação, pode, ainda em certos casos, agir como refletor ou como moderador dos nêutrons e acarretar um acidente de criticalidade.

É importante ressaltar que, diante das conseqüências muito graves que um acidente desse tipo pode provocar, gerando intensa radiação γ e nêutrons, é essencial observar notadamente os seguintes pontos:

a) a prevenção de acidentes de criticalidade supera, geralmente, os meios dos serviços de prevenção usuais, sendo assunto de especialistas experientes.

b) nenhuma modificação na instalação ou em qualquer procedimento, em função da qual possa surgir um risco de criticalidade, poderá ser iniciada sem o parecer prévio de especialistas nessa área.

c) quando uma instalação for considerada como apresentando um grau de segurança suficiente, dentro de condições de operação bem definidas, não poderá ser introduzida qualquer modificação, ainda que mínima, na instalação ou nos procedimentos, sem que um estudo prévio possibilite verificar se não

houve interferência nas condições de segurança relacionadas à prevenção de acidente de criticalidade.

8.5 INFLUÊNCIA DA PRESENÇA DE MATERIAIS RADIOATIVOS SOBRE AS OPERAÇÕES DE COMBATE AO FOGO

8.5.1 Luta Contra o Fogo

De todas as informações anteriores, verifica-se um certo número de modificações a serem incluídas às regras clássicas do combate ao fogo, as principais sendo as seguintes:

- em função das circunstâncias e das características dos materiais radioativos envolvidos no incêndio, pode revelar-se mais urgente a proteção desses materiais do que a luta contra a propagação do fogo a outro edifício de riscos não nucleares;
- o combate ao fogo será realizado à maior distância possível e pelo mínimo de pessoal necessário. Este deverá ser equipado obrigatoriamente com máscaras filtrantes ou autônomas, para evitar a inalação ou ingestão de partículas radioativas. O uso de luvas de proteção é indispensável para prevenção de cortes ou queimaduras (evitando, assim riscos de contaminação interna). A troca das garrafas de oxigênio ou de ar comprimido será efetuada fora da zona perigosa, sem que o usuário remova a máscara. Essa operação será realizada por pessoal equipado com luvas. Uma máscara utilizada só poderá servir novamente depois de monitorada e, quando necessário, descontaminada, o que não exclui as medidas regulamentares de higiene;
- a utilização de água deve ser reduzida ao mínimo para evitar, na maioria dos casos, a extensão da contaminação de superfície e, em certos casos excepcionais, o risco de um acidente de criticalidade. De preferência, deverá ser utilizada água pulverizada em finíssimas partículas e apenas na quantidade necessária e suficiente para extinguir o incêndio. Cabe lembrar que a vaporização d’água acarreta uma diminuição da temperatura e contribui para remover as poeiras do ar, reduzindo o perigo de contaminação atmosférica. O jato de água sob pressão não deve ser empregado em instalações radiativas - salvo para resfriar as paredes externas dos locais afetados ou defendê-las contra um risco de propagação - uma vez que pode derrubar ou quebrar os recipientes ou envoltórios que contêm radionuclídeos, aumentando o risco de serem dispersos no ar ou na água. Sempre que possível, deve-se utilizar o pó químico ou o CO_2 como agentes extintores, ao invés da água ou da espuma. Entretanto, deve se ter

atenção ao fato do pó químico deixar resíduos, que podem estar contaminados;

- depois da extinção do fogo, durante a operação de rescaldo, deve-se reduzir ao mínimo estritamente necessário a manipulação de materiais que podem provocar ferimentos, cortes ou simplesmente arranhões, para evitar contaminação interna. Os resíduos do incêndio somente devem ser liberados para limpeza após uma monitoração rigorosa e sua remoção, caso se verifique a contaminação por material radioativo, deve se feita sob supervisão de técnicos da Comissão Nacional de Energia Nuclear, CNEN;
- o pessoal envolvido no combate ao incêndio não deve permanecer estacionado ou trabalhar nas proximidades imediatas dos radionuclídeos;
- uma zona de controle deve ser delimitada para uso do pessoal de combate ao incêndio. Esta zona deve possibilitar o controle rápido da contaminação superficial das vestimentas, materiais e equipamentos empregados, bem como das doses de radiação à qual o pessoal foi exposto (leitura das canetas dosimétricas utilizadas);
- para evitar a propagação da contaminação, o pessoal de combate ao incêndio não deverá abandonar a zona de controle sem ter sido previamente descontaminado. Todos nos quais tenham sido detectados traços, ainda que ligeiros, de contaminação, deverão remover as indumentárias contaminadas, seja em loco, seja num local isolado, situado o mais próximo possível. A máscara deve ser conservada durante a operação de remoção da roupa. As peças removidas deverão ser acondicionadas em embalagens estanques e suficientemente resistentes (sacos plásticos, por exemplo);
- depois da operação de remoção das roupas contaminadas, o pessoal será submetido à monitoração, descontaminado caso necessário e, neste último caso, encaminhado para controle médico especializado.

8.5.2 Descontaminação das Instalações

Às operações de combate ao fogo vêm se somar as da luta contra o acidente radiológico ou nuclear, mais particularmente sob forma de descontaminação das instalações. Assim:

a) a descontaminação pode ser realizada por meio de ações físicas, químicas e mecânicas;
b) a descontaminação atmosférica dos locais afetados poderá ser assegurada através de ventilação forçada, aspiração e filtragem; e
c) a descontaminação de superfícies poderá ser realizada por decapagem, escovação e aspiração, por bombeamento (líquidos), por meio de produtos absorventes, detergentes, por ataque químico e por lavagem.

Uma vez que os procedimentos acima deverão ser aplicados em locais que geralmente não são projetados para trabalhos de descontaminação, é necessário prever uma unidade móvel que seja equipada, de modo a evitar qualquer poluição da atmosfera do ambiente ou propagação da contaminação.
Para tanto:

- os aspiradores devem ser equipados com filtros destinados a reter as poeiras radioativas;
- as bombas à vácuo destinadas ao bombeamento dos líquidos devem, também, ser munidas de filtros;
- o volume de líquido utilizado para as lavagens deve ser tão limitado quanto possível;
- por fim, a trituração, e outros métodos destrutivos capazes de provocar a formação de aerossóis devem ser efetuados sob uma sucção, por meio de um aparelho equipado com filtros de alta eficácia.

Esses trabalhos serão, na maioria das vezes, confiados a equipes treinadas especialmente para este fim. As equipes podem ser constituídas tanto pelo pessoal de operação do estabelecimento sinistrado como pelo pessoal dos órgãos públicos responsáveis por essas atividades, em particular pelos técnicos da Defesa Civil e da CNEN e por demais profissionais convocados.

8.6 PROTEÇÃO CONTRA INCÊNDIO QUANDO DA PRESENÇA DE RADIONUCLÍDEOS

8.6.1 Considerações Gerais

Alguns aspectos relacionados ao combate ao incêndio em função da presença de radionuclídeos serão abordados a seguir. É considerado, aqui, que a proteção convencional contra incêndio é efetiva no que diz respeito a:

- medidas necessárias de prevenção;
- meios de detecção e de alarme;
- meios de combate aos sinistros previsíveis;
- instruções genéricas diversas;
- treinamento do pessoal;
- conservação dos materiais e equipamentos.

Merece destaque o fato de que a prevenção convencional do incêndio deve ser particularmente bem planejada para atingir sua eficácia máxima. A presença

de radionuclídeos vai influenciar a própria concepção de prevenção e de combate ao fogo, em virtude dos riscos de contaminação ou de irradiação. É por isso que, em instalações onde tais produtos são encontrados, independentemente de tratar-se de armazenamento, utilização, fabricação, etc., é necessário repensar o conjunto de medidas de proteção, em função desses novos riscos que tanto podem estar associados ao incêndio, provocando-o, como podem ser sua conseqüência.

8.6.2 Aspectos Especiais de Proteção contra Incêndio em Instalações Nucleares

A proteção contra incêndio em instalações nucleares se baseia no princípio de defesa em profundidade, aplicável em três níveis:

- prevenção de incêndio;
- rápida detecção e o pronto combate a qualquer princípio de incêndio, bem como a limitação de seus danos; e
- confinamento do incêndio, por meio do estabelecimento de áreas de incêndio e respectivas barreiras corta-fogo.

Por exemplo, os critérios de projeto de sistemas de proteção contra incêndio adotados para reatores nucleares têm por objetivo primordial prevenir o incêndio e, no caso de sua ocorrência, possibilitar a parada segura do reator e minimizar a liberação de radionuclídeos para o meio ambiente.

As possíveis causas de incêndio em reatores a água pressurizada (PWR) são curtos circuitos, superaquecimento de sistemas elétricos (cabos, motores, interruptores, tomadas, chaves de acionamento), vazamento de vapores de óleo de refrigeração de equipamentos, rompimento ou queda de peças e tubulações, selagem inadequada de penetrações em salas de controle e salas de bateria.

No caso de usinas de reprocessamento de elementos combustíveis irradiados, os sistemas de proteção contra incêndio devem ser projetados de forma a garantir que possível fogo ou explosão não impeça a operação de estruturas, sistemas, componentes e equipamentos cuja integridade e operacionabilidade sejam essencial para garantir o confinamento do material radioativo. O princípio de defesa em profundidade também é aplicável e os sistemas de proteção contra incêndio devem se manter operacional, mesmo durante cortes de energia elétrica.

Para essas usinas, as seguintes operações apresentam maior risco de incêndio:

- corte do revestimento do elemento combustível irradiado, resultando na formação de pó de zircônio pirofórico;
- dissolução e clarificação dos resíduos provenientes da etapa de extração por solvente (fosfato de tributila);
- redução do plutônio empregando agentes redutores instáveis contendo hidrazeno;
- reações exotérmicas com ácido nítrico;
- secagem de resinas de troca iônica em meio oxidante;
- radiólise da água e formação de hidrogênio altamente reativo, durante armazenamento de rejeitos líquidos de alto nível de radiação;
- misturas de ar e vapor de solvente em sistemas de ventilação.

Numa Fábrica de Elementos Combustíveis, o manuseio de solventes e o manuseio e armazenamento de resíduos de zircônio são ameaças potenciais de incêndio durante o processo de fabricação de pastilhas e montagem dos elementos combustíveis. A filosofia de proteção contra incêndio é baseada no mesmo princípio de defesa em profundidade citado anteriormente.

A presença de solventes orgânicos nas demais instalações do ciclo do combustível nuclear contribui para aumentar o risco de incêndio envolvendo materiais radioativos.

Os principais aspectos de proteção contra incêndio, comuns a todas as instalações nucleares, são apresentados a seguir:

- atenção máxima deve ser dada à área de prevenção contra incêndio;

- a escolha do local para a construção da instalação nuclear deve ser tal que essa instalação não seja afetada por acidentes regulares que possam ocorrer em instalações vizinhas;

- os processos e equipamentos devem ser escolhidos de modo a, tanto quanto possível, serem intrinsicamente seguros, minimizando, assim, a possibilidade de incidência de fogo;

- uma análise de segurança deve ser conduzida para avaliar o risco de incêndio, abrangendo diversas etapas como (i) identificação dos itens importantes para a segurança, (ii) levantamento dos tipos e quantidades de materiais combustíveis presentes, (iii) postulação dos incêndios cuja ocorrência é admissível e de que forma ele pode se propagar, (iv) cálculo dos

parâmetros desse incêndio para cada zona (carga de incêndio, propagação de chama, taxa média de queima, duração, temperatura, severidade), (v) verificação da adequação das barreiras corta-fogo previstas, (vi) avaliação da rapidez da resposta e da eficiência do desempenho dos recursos ativos de proteção previstos (sistemas de detecção e de extinção), e (vii) análise dos efeitos do incêndio postulado sobre os itens importantes para a segurança nuclear;

•um plano de proteção contra incêndio deve ser elaborado e constantemente atualizado, para cada instalação nuclear;

•um programa de treinamento do pessoal de operação em proteção e combate a incêndio deve ser conduzido periodicamente;

• um alto grau de limpeza e ordem devem ser mantidos em cada instalação; e

•uma brigada de incêndio devidamente equipada deve estar disponível em cada instalação nuclear.

8.6.3 Prevenção de Incêndio

A prevenção de incêndio é a parte mais importante da Proteção Contra Incêndio, cabendo ao Corpo de Bombeiros uma grande responsabilidade, tanto em relação à prevenção associada à construção do prédio e ao planejamento dos meios fixos de proteção, como em relação à prevenção operacional, esta voltada para armazenamento de materiais, métodos e processos de utilização de equipamentos. Cabe, ainda, ao Corpo de Bombeiros instruir a população sobre as causas de incêndio e as medidas para combatê-lo ou minimizar suas conseqüências.

No projeto de prevenção de incêndio, devem constar medidas exigidas pela legislação vigente, tais como:

- instalação preventiva móvel (extintores);
- instalação preventiva fixa (canalização de hidrantes);
- sistema fixo especial de espuma, pó químico, gás carbônico ou Halon (bromotrifluorometano, bromoclorodifluorometano);
- sistemas de chuveiros automáticos;
- saídas de emergência;
- proibição de fumar;

- compartimentação da carga de incêndio;
- instalação de pára-raios;
- janelas sem grade fixa;
- sistema de detecção de incêndio.

Sob a ótica de prevenção de princípios de incêndio, merecem destaque os aspectos que se seguem:
a) concepção e ordenação dos edifícios;
b) sinalização e balizamento;
c) elaboração de procedimentos.

8.6.3.1 Concepção e Ordenação de Edifícios

Conforme anteriormente abordado, as atividades envolvendo radionuclídeos podem ser conduzidas em instalações muito diversas dos setores industrial, médico ou de ensino e pesquisa.

Uma instalação nuclear ou radiativa deve, de maneira geral, ser dividida em zonas de avaliação, para fins de análise de risco de incêndio, que podem ser diferenciadas por cores, seguindo ordem crescente de perigo: azul, verde, laranja e vermelho, por exemplo.

Em função dessa divisão em zonas, e com o objetivo de isolá-las umas das outras, seria ideal que pudessem ser avaliados, para cada instalação:

- a concepção da construção;
- a distribuição dos locais onde materiais radioativos estejam presentes;
- os materiais de construção, tanto sob o ponto de vista da proteção radiológica, como da proteção contra o incêndio;
- os arranjos internos, em particular: o local de armazenamento de materiais radioativos, a circulação dos materiais radioativos, a circulação de outros materiais e a circulação de pessoal;
- o sistema de ventilação e, se for o caso, o circuito de ar condicionado;
- o escoamento dos efluentes e a circulação dos rejeitos radioativos;
- os dispositivos de segurança.

8.6.3.2 Sinalização e Balizamento

Tendo em vista a diversidade dos riscos que podem existir nos estabelecimentos que utilizam materiais radioativos, uma regulamentação da

sinalização desses riscos e do balizamento dessas zonas perigosas assume uma importância muito maior do que em outras indústrias. Essa regulamentação deve abordar os seguintes aspectos:

- os sinais de segurança;
- o balizamento dos trajetos de evacuação;
- os painéis de sinalização e as faixas de balizamento;
- a identificação das embalagens que contenham plutônio, urânio ou tório;
- a representação dos sinais convencionais para planos de proteção em caso de sinistro.

8.7 PLANOS E PROCEDIMENTOS PARA COMBATE AO FOGO

A experiência prova que toda ação de serviços de socorro, em caso de incêndio numa instalação, deve ter sido cuidadosamente planejada para ser eficaz. Em função do inventário de materiais emissores de radiação ionizante em instalações nucleares ou radiativas, esse planejamento pode levar à elaboração dos seguintes documentos:

- “Plano de Proteção Contra Incêndio (PPI)”, que é anexo ao Plano de Emergência da Instalação; e

- “Procedimentos de Combate ao Fogo”, inseridos, como anexos, no PPI.

Tendo em vista as circunstâncias adversas em que esses documentos serão consultados, as informações apresentadas devem ser exatas, concisas, simples e claras, ou seja, sua confecção deve levar em conta a facilidade de manuseio no local do sinistro e o risco de deterioração pelo uso em situações adversas.

8.7.1 Plano de Proteção Contra Incêndio

O Plano de Proteção Contra Incêndio, PPI, é um documento essencialmente interno, que tem como objetivo garantir a segurança em caso de sinistro e deve conter o desdobramento dos seguintes tópicos, conforme aplicável:

a) noções básicas de proteção contra incêndio, estando desde já incluídos:

- as medidas de proteção individual e coletiva;
- os procedimentos de evacuação parcial ou geral, prevendo, especificamente, os meios de evacuação rápida, os itinerários a serem seguidos, os pontos de controle e os pontos de re-agrupamento;

- a utilização de pessoas com conhecimentos técnicos específicos;
- as regras de isolamento e de controle dos locais;
- a organização do retorno do pessoal à instalação.

b) plantas baixas dos vários pisos da instalação, devidamente divididas em zonas de avaliação e áreas de incêndio. Cabe observar que se entende por área de incêndio o espaço resultante da subdivisão de edifícios por lajes, paredes e barreiras corta-fogo, com a finalidade de, por determinado tempo, impedir que um incêndio se propague por todo o edifício. Já a zona de avaliação é o espaço físico considerado para fins de análise de risco de incêndio, devido a suas características específicas, podendo coincidir com uma área de incêndio, ou ser uma subdivisão desta;

c) descrição detalhada, com apresentação de diagramas unifilares, de cada sistema de detecção de alarme e de combate a incêndio da instalação, seguida de instrução ou procedimento para a respectiva operação, manutenção e fiscalização;

d) plantas com as locações numeradas e tipos de detectores, de alarmes e de equipamentos de combate a incêndio, bem como as barreiras corta-fogo existentes em cada zona de avaliação;

e) plantas das zonas de avaliação e áreas de incêndio com a representação das vias de acesso e das vias de escape;

f) designação funcional das pessoas para executarem as diversas atividades de proteção contra incêndio, definindo a quem devem se reportar, em particular, aquelas que devem:
   - divulgar a ocorrência de incêndio;
   - acionar a Brigada local e ou o Corpo de Bombeiros;
   - prover manutenção periódica do material de proteção contra incêndio (extintores, máscaras, detectores, alarmes, portas corta-fogo, sistemas fixos de água e de gás para combate a incêndio, esguichos e mangueiras, viaturas, bombas portáteis, sistema de comunicação);
   - treinar e re-treinar o pessoal que atua na operação da instalação, na vigilância (proteção física) e nas Brigadas locais;
   - implementar os controles administrativos de proteção contra incêndio;

g) procedimentos ou instruções para os membros da Brigada contendo precauções de segurança a serem tomadas em cada zona e os equipamentos que devam ser atuados, desarmados ou isolados em caso de

incêndio, bem como os agentes extintores mais indicados e os de emprego proibido, quando for o caso.

O PPI deve, também, determinar responsabilidades, a saber:
- a ordem de substituição na direção do estabelecimento;
- a nomeação dos responsáveis pela segurança;
- as regras de comando.

Para reatores nucleares e instalações do ciclo do combustível nuclear, devem ser realizadas análises de riscos de incêndio, conforme detalhado em normas específicas da Comissão Nacional de Energia Nuclear.

O Plano de Proteção contra Incêndio deve ser tão preciso quanto possível, uma vez que qualquer erro pode ter graves repercussões sobre o desenvolvimento das operações durante um sinistro.

Conseqüentemente, a partir do momento em que se prevê realizar alguma modificação na instalação, é necessário examinar sua eventual incidência sobre o PPI e atualizar sem demora os documentos pertinentes.

Tendo em vista que o Plano de Proteção contra Incêndio deve ser aplicado com o máximo de rapidez e de eficácia, é importante que seja objeto, periodicamente, de exercícios simulados de incêndio.

8.7.2 Procedimentos para Combate ao Fogo

Os procedimentos gerais e específicos de segurança de uma instituição devem ser elaborados levando em consideração, também, os riscos apresentados pela presença de materiais radioativos.

Na maior parte das vezes, procedimentos especiais tornam-se necessários e, de forma geral, devem abordar os seguintes aspectos:
- critérios para escolha dos meios de proteção e respectiva implementação;
- possibilidade de um eventual corte de fornecimento de energia ou da interrupção na alimentação de água ou outro líquido;
- necessidade de medidas preventivas visando por a salvo certos produtos, dispositivos e documentos;
- necessidade de medidas para contenção de efluentes contaminados ou passíveis de contaminação, inclusive os produtos extintores.

Os procedimentos para combate ao fogo devem prever a ação coordenada da Defesa Civil e Corpo de Bombeiros.

Assim que for declarado um sinistro, deve ser permitido que até mesmo o pessoal subalterno possa transmitir o alerta para os socorros externos.

Devem constar nos procedimentos somente as informações estritamente necessárias à luta contra os sinistros, sendo preciso evitar sobrecarregá-los para não prejudicar sua colocação em prática.

A planta do sistema de proteção contra incêndio da Instalação deve comportar todas as informações técnicas e de ordem geral necessárias à Brigada de Incêndio, ao Comandante de destacamentos da Defesa Civil e ao Corpo de Bombeiros para poderem, quando de sua chegada ao local, pôr em ação o pessoal e disponibilizar os materiais necessários, no menor tempo e com o máximo de eficácia possível. Essas informações compreendem, notadamente:

- as vias de acesso, indicadas se for o caso;
- a localização dos edifícios e respectivos setores ali situados;
- a topografia exata dos diferentes níveis de cada edifício;
- os diversos pontos de tomada d'água, com indicação de suas principais características, como localização, acessibilidade, vazão, capacidade, pressão, diâmetro das tubulações, etc.

No caso de não haver ponto de tomada d'água dentro de uma distância que permita a alimentação das mangueiras por meio de bombas, deverá estar indicado a local onde os carros-pipa poderão se abastecer.

Deverá, ainda, ser fornecido às autoridades responsáveis e ao pessoal da Brigada de Incêndio todas as informações úteis no curso de uma intervenção e, especificamente, as que se referem a:

- riscos de incêndio e de explosão;
- localização dos radionuclídeos;
- materiais de construção;
- acessos e itinerários;
- pontos de corte de energia elétrica;
- instalações de alarme;
- materiais e equipamentos de radioproteção disponíveis;
- equipamentos e materiais existentes para combate a incêndio e para primeiros socorros.

8.8 EQUIPAMENTOS E MATERIAIS PARA INTERVENÇÃO

A presença de radionuclídeos num estabelecimento pode tornar necessária, em caso de sinistro, a utilização de métodos particulares de proteção contra incêndio que requeiram equipamentos adaptados para esse fim, tanto do ponto de vista de material móvel como de instalações fixas.
Sem o intuito de representar uma lista completa, podem ser citados, a título de exemplo, os equipamentos e materiais a seguir relacionados.

8.8.1 Equipamentos e Materiais de Proteção Individual e Coletiva

Certos equipamentos e materiais devem ser levados em consideração para proteger o indivíduo durante sua atuação em incêndios envolvendo materiais radioativos, tais como:

- monitores de radiação, dosímetros individuais e canetas dosimétricas;
- indumentária específica;
- agentes extintores especiais, em função das características físico-químicas dos materiais radioativos;
- máscaras autônomas.

8.8.2 Meios de Proteção e de Descontaminação.

Em caso de contaminação, os seguintes equipamentos e materiais podem ser necessários, conforme orientação do supervisor de radioproteção:

- aspirador filtrante;
- vaporizador (fixação de contaminação sobre vestimentas);
- sacos e lençóis plásticos;
- faixas adesivas para sinalização e isolamento de áreas;
- equipamentos e materiais para descontaminação de áreas (por exemplo, lava-jato ou jato de areia);
- unidade-chuveiro de emergência e lava-olhos;
- produtos absorventes, segundo necessidade;
- aspirador-secador móvel, para recuperação dos contaminantes;
- embalagens para acondicionar materiais e equipamentos contaminados.

8.9 TREINAMENTO DE PESSOAL

O conjunto de pessoas de um estabelecimento que utiliza radionuclídeos deve ser informado acerca dos problemas específicos acarretados pela radioatividade.

Os meios de prevenção contra a irradiação externa e a contaminação deverão ser objeto de um estudo prático, e o pessoal deverá ser treinado a acionar esses meios.

Mais ainda do que em circunstâncias de trabalho normal, deverá ser chamada a atenção do pessoal para a absoluta necessidade de disciplina e respeito aos procedimentos a serem adotados.

Independentemente das informações acima, a Brigada de Incêndio deve ser treinada de forma particular e completa, no que diz respeito à conduta a ser adotada durante o combate aos sinistros nos quais estão ou podem estar envolvidos radionuclídeos.

Nesses casos, as precauções contra a radiação, tais como são definidas para as condições normais de trabalho, já não são suficientes. Conseqüentemente, durante a formação desse pessoal, será necessário:

- insistir sobre o caráter específico e insidioso do perigo radioativo e, principalmente, sobre o fato de que o homem, na ausência de um equipamento de detecção, “não sabe” se está ou não em presença de radiação ionizante;
- frisar toda a importância da detecção e da dosimetria;
- especificar a diferença entre irradiação externa e contaminação;
- explicar porque o princípio de “limitação de dose” definido para as condições normais de trabalho pode não ser aplicável em caso de sinistro;
- informar à Brigada de Incêndio sobre os efeitos biológicos associados a altas doses de radiação ionizante;
- enfatizar o problema primordial da contaminação durante a intervenção, bem como as técnicas de descontaminação;.
- destacar que cada indivíduo deve aceitar voluntariamente os riscos aos quais pode ser exposto.

Convêm destacar a dificuldade de se fixar, de antemão, limites de dose aplicáveis durante uma intervenção. Se as operações devem ser executadas de forma a que as equipes de socorro recebam as menores doses possíveis, pode-se considerar casos em que as circunstâncias (salvar vidas, prevenir a escalada de acidentes que possam acarretar mortes ou salvar uma instalação de vital

importância para o país) justifiquem doses nitidamente mais elevadas do que os limites fixados para o trabalho rotineiro com radiações ionizantes.

É preciso ressaltar, ainda, que:

- as tarefas a serem cumpridas em exposições de emergência cujas doses previstas sejam superiores a duas vezes os limites primários estabelecidos pela CNEN para trabalhadores devem ter caráter voluntário; e
- qualquer pessoa que, numa única exposição, venha a receber uma dose superior a duas vezes os limites primários estabelecidos em Norma da CNEN para trabalhadores, deve ser submetida a controle médico adequado.

8.10 PROCEDIMENTOS DAS EQUIPES DE COMBATE A INCÊNDIO

8.10.1 Considerações Gerais

Tendo em vista o perigo específico apresentado pela radioatividade e levando em conta os meios individuais a serem acionados, o pessoal da instalação chamado a intervir, a qualquer título, deve ser designado nominalmente e instruído. Todas as outras pessoas presentes no momento do acidente devem evacuar o local do sinistro e re-agrupar-se num dos pontos previstos, que devem estar equipados para poder monitorá-los.

O socorro que chegar posteriormente somente deverá envolver, na operação de intervenção direta, o mínimo de pessoal necessário, mantendo as demais pessoas disponíveis à espera, em local seguro.

8.10.2 Atribuições da Brigada de Incêndio

A Brigada de Incêndio pode ser acionada para atuar em quatro situações distintas, a saber:

a) incêndio ameaçando o material radioativo;
b) incêndio envolvendo material radioativo;
c) incêndio que possa provocar um acidente de criticalidade;
d) incêndio associado a um acidente de criticalidade.

8.10.2.1 Incêndio Ameaçando o Material Radioativo

No caso de incêndio que possa ameaçar a integridade de materiais radioativos presentes numa instalação, devem ser tomadas as seguintes providências iniciais, paralelamente às ações da Brigada de Incêndio no combate ao fogo:

- avisar o responsável pela instalação radiativa ameaçada de incêndio;
- tomar medidas específicas conservativas, como, por exemplo, transferir o material radioativo para local mais seguro, caso este seja vulnerável ao fogo; em caso de impossibilidade de remoção, todo o possível deve ser feito para preservar sua integridade, com o fim de evitar a perda ou o deslocamento da blindagem, e conseqüente exposição à radiação externa ou uma contaminação devida à dispersão de material radioativo; e
- atacar o fogo com os meios disponíveis.

8.10.2.2 Incêndio Envolvendo Material Radioativo

a) atribuições dos trabalhadores da instalação

- avisar o responsável pelo posto sinistrado;
- vestir sua máscara de trabalho ou, na falta desta, uma máscara de emergência;
- combater o fogo, levando em consideração as propriedades físico-químicas dos materiais radioativos presentes e os decorrentes procedimentos para tal, bem como os requisitos imperativos de proteção radiológica; e
- preservar, tanto quanto possível, a integridade do material radioativo, com o fim de evitar a exposição à radiação externa ou a contaminação devida a sua dispersão.

Depois da chegada da Brigada de Incêndio ou do Corpo de Bombeiros, o pessoal da instalação deverá, se possível, ser submetido a controle radiológico, antes de se dirigir ao ponto de reagrupamento.

b) atribuições do chefe da brigada de incêndio

- verificar que as medidas de proteção individual sejam tomadas pela Brigada de Incêndio;
- substituir o pessoal de operação, de comum acordo com o responsável pela instalação, e prosseguir no combate ao sinistro, seguindo as instruções específicas;
- não empregar senão o mínimo de pessoal necessário;
- organizar nas imediações uma zona restrita de estacionamento para o pessoal da Brigada de Incêndio, destinada, por um lado, ao controle rápido da contaminação superficial das indumentárias e do material individual e, por outro, da irradiação à qual o pessoal pode ter sido exposto (leitura das canetas dosimétricas, por exemplo).

c) atribuições do responsável pela proteção radiológica

•assegurar que o pessoal da intervenção direta esteja limitado ao mínimo necessário, que esteja convenientemente equipado contra a contaminação (máscaras, luvas, etc.) e dotado de dosímetros individuais;

•mandar realizar balizamento imediato de qualquer zona contaminada, ou suscetível de estar contaminada, e não autorizar o seu acesso senão ao pessoal equipado para a intervenção;

•mandar evacuar as pessoas não indispensáveis de qualquer zona suscetível de estar contaminada pelos efluentes radioativos (gases, aerossóis, líquidos).

•tomar providências para que seja assegurada a proteção física e radiológica das substâncias radioativas evacuadas dos locais sinistrados;

•proceder com freqüência, no decorrer da intervenção, à leitura das canetas dosimétricas, garantindo que as doses de irradiação externa recebidas sejam aceitáveis;

•verificar que todos os agentes que tenham participado da intervenção sejam controlados imediatamente depois de sua saída da zona de intervenção e, caso necessário, que sejam descontaminados numa área organizada para tal e situada nas proximidades, porém protegida do sinistro;

•mandar realizar, o quanto antes, a coleta de amostras de ar nas vizinhanças dos pontos de intervenção, para que seja avaliada uma eventual poluição atmosférica;

•mandar efetuar, o quanto antes, um controle de contaminação das superfícies;

•atuar no sentido de que sejam removidos os escombros, orientando os trabalhos para que os destroços contaminados não sejam misturados a outros materiais danificados pelo incêndio mas livres de contaminação radioativa;

•recolher os dosímetros de todos os agentes que participaram da intervenção;

•enviar a laboratório especializado os dosímetros para leitura de urgência;

•assinalar, ao laboratório encarregado da análise das amostras, a possível influência do incêndio sobre o nível de contaminação das amostras colhidas de forma contínua durante as horas de trabalho.

•organizar a vigilância dos locais sinistrados, imediatamente após ter sido concluída a intervenção;

•comunicar ao serviço médico da instituição os nomes das pessoas que participaram da intervenção;

•assegurar que sejam recolocados em condições de uso os equipamentos individuais de proteção (por meio de descontaminação das vestimentas e dos aparelhos de proteção respiratória, troca dos cartuchos filtrantes, recarga das garrafas de ar comprimido, etc.), bem como o material de intervenção

(recarga dos extintores, reconstituição do estoque de acessórios indispensáveis como luvas, lençóis plásticos, faixas de balizamento, etc.).

•elaborar, para a Direção da instalação, um Relatório do Evento, em que devem constar:

-as circunstâncias do acidente;

-a natureza exata dos materiais radioativos envolvidos no incêndio, bem como suas quantidades;

-o desenvolvimento cronológico das operações de resposta ao acidente;

-as medidas tomadas durante o combate ao incêndio para proteção do pessoal;

-as medidas preventivas adotadas no que diz respeito aos materiais radioativos;

-os nomes completos das pessoas que tomaram parte na intervenção;

-a duração aproximada de sua real permanência no local do sinistro (tempo de exposição aos perigos de irradiação e contaminação);

-as doses registradas pelas canetas dosimétricas quando da leitura direta;

-os níveis de contaminação detectados em cada indivíduo, antes e depois da descontaminação;

-os resultados das medições do nível de radiação em diferentes pontos e estágios da intervenção; e, tão logo sejam conhecidos:

-os resultados das análises das amostras coletadas (ar, água, solo) e dos esfregaços (coleta de amostras de superfícies) realizados nos locais sinistrados;

-os resultados da leitura dos dosímetros individuais (leitura de emergência e leitura de rotina).

8.10.2.3 Incêndio que Possa Provocar um Acidente de Criticalidade

O pessoal de operação ou da Brigada de Incêndio local deve fazer todo o possível para:

•evitar o acidente de criticalidade, ainda que isto implique em deixar o incêndio desenvolver-se por outras partes, confiando sua extinção aos socorros chamados em reforço;

•assegurar a evacuação de todo o pessoal, sem exceção e em tempo hábil, caso a probabilidade do acidente de criticalidade venha a se confirmar.

Paralelamente, deverá agir, de acordo com as circunstâncias, como nos casos precedentes.

8.10.2.4 Incêndio Associado a um Acidente de Criticalidade.

Devendo a evacuação do local ter sido efetuada desde o momento do alarme de criticalidade, o primeiro cuidado a ser tomado é proibir formalmente o acesso à zona de exclusão, uma vez que o acidente de criticalidade se sobrepõe a qualquer outro sinistro.

A intervenção deverá ser conduzida pelas equipes de socorro especializado da instalação, em conjunto, se for o caso, com as equipes externas de socorro.

a) atribuições do chefe da brigada de incêndio local

- determinar a proibição de acesso à instalação de qualquer pessoa cuja presença não seja necessária;
- mandar balizar e vigiar a zona de exclusão;
- tomar todas as medidas para que os feridos sejam recolhidos e evacuados;
- preparar a recepção das equipes externas de socorro;

Para tanto, as seguintes providências devem ser tomadas:

- desimpedir as vias de acesso;
- liberar um local suficientemente amplo para os veículos de intervenção;
- entregar os planos de intervenção aos responsáveis pelas equipes externas de socorro, imediatamente após sua chegada;
- disponibilizar o local previsto anteriormente para servir de Q.G. operacional;
- afixar uma planta do estabelecimento, em grande escala, no Q.G. operacional.

b) atribuições do responsável pela proteção radiológica

- avaliar a natureza exata do acidente e dos riscos que pode acarretar;
- verificar o balizamento e a vigilância da zona de exclusão;
- detalhar para as equipes externas de socorro, quando de sua chegada, a natureza do acidente;
- preparar a intervenção contra o incêndio em estreita colaboração com as equipes externas de socorro;
- organizar as operações de salvamento, caso necessário;
- mandar proceder ao controle de todo pessoal e à triagem das pessoas irradiadas e contaminadas;
- orientar e acompanhar as operações de descontaminação consideradas necessárias;
- mandar recolher as canetas dosimétricas empregadas durante a evacuação, os dosímetros individuais e os registros preenchidos por cada indivíduo ao chegar ao ponto de reagrupamento;

•proceder, o mais rápido possível, ao recenseamento de todas as pessoas presentes na zona de exclusão, no momento do acidente, levando em consideração o registro de entrada de visitantes e do pessoal não permanente bem como o registro de entrada do pessoal permanente (controle de ponto);
•efetuar uma triagem rápida das pessoas irradiadas;
•detectar, rapidamente, se há pessoas contaminadas e determinar que aquelas nas quais foi constatada a presença de contaminação de superfície troquem imediatamente de roupa; assegurar seu isolamento;
•determinar que cada pessoa presente no ponto de reagrupamento preencha uma ficha individual de situação, incluindo resultados disponíveis das medidas realizadas;
•determinar o acondicionamento das vestimentas e sapatos contaminados em embalagens estanques;
•redigir um relatório para ser entregue à direção da instituição, anexando as fichas individuais de cada pessoa presente no local do acidente;

•redigir um relatório para ser entregue à direção da instituição;fazer com que sejam mencionados, na ficha individual de situação das pessoas controladas, os resultados dessas medidas.

c) conduta a ser observada em caso de salvamento

Caso se tenha certeza, após recenseamento do pessoal e dos visitantes, que uma pessoa tenha ficado na zona a ser evacuada, o responsável pelo ponto de reagrupamento alertará o responsável pela segurança, que constituirá imediatamente uma equipe de socorro. Esta equipe será composta de um responsável e de um agente de segurança, escolhidos de uma lista preestabelecida. Essas pessoas devem ser indicadas levando-se em consideração a irradiação já recebida no curso do acidente.

Em conjunto com o responsável pela segurança, o chefe dessa equipe julgará as possibilidades de salvamento, considerando, por um lado, a situação presumida da vítima e, por outro, os elementos de avaliação do risco de irradiação.

Além de seu dosímetro individual, cada um dos membros da equipe de salvamento, já convenientemente equipado contra os riscos de contaminação, deve portar caneta dosimétrica, bem como monitor de radiação gama.

É necessário constituir uma equipe de salvamento para cada vítima a ser resgatada.

8.11 INSTRUÇÕES PARA EVACUAÇÃO E REAGRUPAMENTO DO PESSOAL NÃO ENCARREGADO DA INTERVENÇÃO

Os imperativos para a evacuação e reagrupamento são função da natureza do sinistro. É mister considerar novamente os casos expostos nos parágrafos precedentes, para a intervenção.

8.11.1 Incêndio Ameaçando o Material Radioativo

Após ter recebido ordens para tanto, o pessoal não encarregado da intervenção deverá:

- tomar as medidas preventivas previstas nas instruções de segurança específicas ao posto de trabalho que deverá abandonar;
- evacuar o local, observando, se possível, as regras normais de circulação de pessoal;
- reunir-se no ponto de reagrupamento que lhe foi designado;
- permanecer à disposição do responsável pela segurança.

8.11.2 Incêndio Envolvendo Material Radioativo

Assim que soar alarme, o pessoal não integrante da equipe de intervenção deverá:

- colocar sua máscara de trabalho ou, em falta desta, uma máscara de emergência;
- tomar as medidas preventivas previstas pelas instruções de segurança específicas ao posto de trabalho que deverá abandonar;
- evacuar rapidamente o local, observando, se possível, as regras normais de circulação de pessoal;
- reunir-se no ponto de reagrupamento que lhe foi designado;
- permanecer à disposição do responsável pela segurança.

8.11.3 Incêndio que Possa Provocar um Acidente de Criticalidade

Assim que soar o alarme, o pessoal não integrante da equipe de intervenção deverá:

- tomar as medidas preventivas estritamente indispensáveis ao posto de trabalho que deverá abandonar;
- evacuar o local com a maior rapidez possível, pelas saídas mais próximas e levando consigo suas máscaras;

- reunir-se no ponto de reagrupamento previsto pelas instruções gerais de segurança;
- permanecer à disposição do responsável pela proteção radiológica.

8.11.4 Incêndio Associado a um Acidente de Criticalidade

Assim que tocar o alarme de criticalidade, todo o pessoal deverá ser evacuado do local o mais rápido possível, prestando assistência aos eventuais feridos e levando consigo os visitantes. Para tanto:

- os caminhos balizados para dirigir-se ao ponto de reagrupamento devem ser seguidos;
- os dosímetros de área situados no trajeto de evacuação devem ser recuperados, ao passar;
- o recenseamento deve ser efetuado no ponto de reagrupamento;
- as respectivas fichas individuais de situação, destinadas a fornecer os dados necessários à avaliação dos riscos a que cada um foi exposto, devem ser preenchidas;
- as fichas individuais, devidamente preenchidas, juntamente com os respectivos dosímetros individuais, devem ser entregues ao responsável encarregado pela coleta dos mesmos;
- o pessoal só pode deixar o ponto de reagrupamento após a ordem expressa do responsável pela proteção radiológica.

8.12 BIBLIOGRAFIA CONSULTADA

[1] Institut National de Recherche et de Sécurité, Les Radioélément et L’incindie, 1970.
[2] Weast, R.C. (Editor), Handbook of Chemistry and Physics, 57th Edition, CRC Press, 1976.
[3] Benedict, M.; Pigford, T.H. e Levi, H. W., Nuclear Chemical Engineering, Second Edition, Mc Graw Hill Book Company, 1981.
[4] Norma CNEN-NE-2.03, Proteção Contra Incêndio em Usinas Nucleoelétricas, 1988.
[5] Safety Series No. 91, Emergency Planning and Preparedness for Accidents Involving Radioactive Materials Used in Medicine, Industry, Research and Teaching, International Atomic energy Agency, 1989.
[6] Bäuchler, J.; Krüger, L.N.; Fundamental Fire Protection and Fire Fighting measures and their Control in Nuclear Power Plants in the German

Democratic Republic, em Proceedings of an International Symposium on Fire Protection and Fire Fighting in Nuclear Installations, International Atomic Energy Agency, p. 93, Vienna, 1989.

[7] Kimstach, I.F., Organization of Fire Protection Services and Fire Fighting Tactics in Nuclear Power Plants Taking into Account Conclusions from Chernobyl Accident, Invited Paper, em Proceedings of an International Symposium on Fire Protection and Fire Fighting in Nuclear Installations, International Atomic Energy Agency, p. 261, Vienna, 1989.
[8] Hebting, G.; Leseigneur, P.; Riviere, J.C., Fire Fighting in French Nuclear Installations, em Proceedings of an International Symposium on Fire Protection and Fire Fighting in Nuclear Installations, International Atomic Energy Agency, p. 279, Vienna, 1989.
[9] Fire Protection Guide to Hazardous Materials, 12th Edition, National Fire Protection Association, USA, 1994.
[10] Norma CNEN-NE-2.03, Proteção Contra Incêndio em Instalações Nucleares do Ciclo do Combustível, 1997.
[11] NFPA 801, Standard for Fire Protection for Facilities Handling Radioactive Materials, National Fire Protection Association, USA, 1998 Edition.
[12] McKenna, T.; Lafortune, J.F.; Martincic, R.; Buglova, E. e Heilbron, P.F.L., Response to Nuclear or Radiological Emergencies, em Hazardous Materials Spills Handbook, Mc Graw Hill, USA, 2001.
[13] Safety Standards Series No. TS-G-1.2 (ST-3), Planning and Preparing for Emergency Response to Transport Accidents Involving Radioactive Material, Safety Guide ST-3, International Atomic Energy Agency, Vienna, 2002.

ANEXO 8A
PROCEDIMENTOS DE PROTEÇÃO
CONTRA INCÊNDIO E PRIMEIROS SOCORROS

Inicialmente, é importante considerar detalhadamente, quando da elaboração dos procedimentos, as conseqüências que ações tais como corte do fornecimento elétrico, da ventilação e de certos fluídos possam ter sobre a instalação nuclear ou radiativa como um todo.

Para cada conjunto de procedimentos, os diversos itens úteis deverão ser listados na ordem lógica de urgência, em função dos riscos apresentados.

Seguindo esta ótica, deve-se sempre ter em mente que o incêndio pode ser vetor de um acidente radioativo de conseqüências muito mais graves e que a proteção dos radionuclídeos de maior risco radiológico pode ser mais urgente do que determinadas operações clássicas de extinção do fogo.

8A.1 ALERTA

De modo a agilizar as ações de combate a incêndio, devem ser indicados, por ocasião de ser dado o Alerta sobre o sinistro, a natureza do mesmo e sua localização precisa (prédio, andar, sala, etc.), suas proporções, o número de vítimas porventura existentes e qualquer outro dado considerado útil.

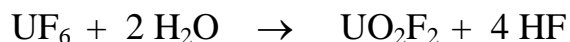
O pessoal encarregado pela segurança deve, pelos meios disponíveis, entrar em contato com o Serviço de Proteção Radiológica da instalação, com o Serviço Médico, etc., conforme estabelecido no Plano de Proteção Contra Incêndio, e aplicar as instruções especiais previstas como, por exemplo, dar o sinal de evacuação.

8A.2 COMBATE AO FOGO

O fogo deve ser combatido com os meios à disposição: extintores, mangueiras de incêndio, areia, etc. Tanto quanto possível, deve ser assegurada a proteção dos materiais radioativos.

É importante destacar que a água nunca deve ser utilizada em alguns produtos ou equipamentos especificados, tais como:

- hexafluoreto de urânio, uma vez que esse composto reage com a água, dando origem ao ácido fluorídrico, que é altamente tóxico e corrosivo, bem como ao fluoreto de uranila, cuja radiotoxicidade é muito alta..

$$UF_6 + 2\,H_2O \rightarrow UO_2F_2 + 4\,HF$$

- metais alcalinos (lítio, sódio, potássio), que reagem com a água de forma violenta ou mesmo explosiva;

- ambientes carregados de pó de alumínio, magnésio, carbureto de cálcio ou de substâncias suscetíveis de desprenderem gases inflamáveis ou tóxicos quando em contacto com água;

- aparelhos elétricos sob tensão, salvo quando se tratar de água pulverizada em partículas finíssimas e, ainda assim, se a corrente elétrica for de baixa tensão.

Em caso de perigo para o pessoal, e caso não haja instruções específicas para o prédio, deve ser determinada a evacuação daqueles que não participem da Brigada de Incêndio da instalação.

As pessoas designadas para combater o fogo devem vestir o equipamento completo de proteção, incluindo o uso de máscara autônoma ou simples, conforme apropriado.

Um esforço deve ser feito no sentido de limitar a extensão do sinistro, fechando as aberturas de comunicação com outros locais.

Os elevadores nunca devem ser utilizados.

As garrafas de gás comprimido ou liquefeito devem ser afastadas do fogo e devem ser fechados os registros locais de condutos de gases combustíveis, se presentes, ou ainda, em caso de necessidade, os registros gerais para o gás de cozinha e gases empregados em laboratórios.Os registros locais de ar comprimido devem ser fechados ou, em caso de necessidade, o registro geral.

Em relação à ventilação e exaustão, deve ser cortado o circuito isolado no disjuntor que comanda o sistema em questão, ou na chave geral. Em alguns casos, pode ser apenas necessário interromper unicamente a ventilação ou

mesmo, manter a ventilação. Os pontos de localização dos disjuntores e da chave geral, ou dos dispositivos especiais de segurança devem estar claramente indicados.

No que diz respeito aos itens “interromper unicamente a ventilação” e “manter a ventilação”, deve-se adotar as instruções específicas estabelecidas pelo engenheiro de segurança da instalação.

Em relação à eletricidade, deverão, em princípio, ser cortados os circuitos em questão ou, em caso de necessidade, o fornecimento geral. Caso o circuito elétrico estiver acoplado a um grupo de geração autônoma de energia com entrada em funcionamento automática, devem estar claramente indicadas as manobras que devem ser feitas para interromper a corrente.

Cabe aqui observar que no combate a incêndio em centrais nucleares, não pode ser utilizada a prática convencional de interromper totalmente o suprimento de energia elétrica da instalação, visto que os equipamentos e componentes que desempenham as funções de parada segura do reator devem ser mantidos operando.

Finalmente, devem constar nos respectivos Plano de Proteção Contra Incêndio as instruções específicas pertinentes a cada tipo de instalação afetada pelo fogo.

8A.2.1 Vazamento de Gás Combustível

A presença de gases combustíveis está sempre associada ao risco de explosão. Assim, é imperativo que não se manipule interruptores ou aparelhos elétricos em área perigosa. Outros requisitos aplicáveis são:

- apagar qualquer aparelho com chama exposta;.
- não fumar;.
- arejar ou ventilar ao máximo os locais afetados;
- eliminar o vazamento;
- certificar-se de que não há pessoas asfixiadas.

Caso o gás combustível tenha se inflamado, é preciso:

- eliminar o vazamento. Em caso de impossibilidade imediata, avaliar o risco de explosão, antes de combater o fogo;
- proteger as áreas vizinhas do risco de incêndio;
- resfriar as garrafas de gás, caso necessário;

- nunca deslocar uma garrafa quente;
- arejar ou ventilar ao máximo os locais afetados.

8A.2.2 Derramamento Acidental de Líquido Inflamável

No caso de derramamento de líquido inflamável, é imperativo, antes de qualquer intervenção, que se utilize equipamentos de proteção individual para as mãos, olhos, etc. Além disso, deve-se:

- espalhar um produto absorvente adequado; ou
- empregar um produto que neutralize o líquido derramado como, por exemplo, pó extintor (bicarbonato de sódio) sobre ácido ou diluir com grande volume de água.
- arejar ou ventilar o local, salvo se houver contra-indicação específica;
- eliminar, assim que possível, a causa do acidente.

Certos produtos não podem ser liberados diretamente no meio ambiente (rede de esgotos, cursos d’água, etc.). Se o líquido contiver material radioativo, a liberação deve ser controlada e autorizada pelo Serviço de Proteção Radiológica da instalação ou pela Comissão Nacional de Energia Nuclear.

8A.2.3 Vazamento da Tubulação de Água, com Inundação das Dependências da Instalação

As seguintes medidas devem ser tomadas, no caso de inundação:

- fechar o registro correspondente à tubulação afetada, ou, em caso de necessidade, fechar o registro geral. No caso de bifurcação da tubulação, é preciso que cada registro esteja adequadamente indicado, para garantir o correto isolamento, fazendo referência ao Plano de Proteção contra Incêndio.
- isolar os circuitos elétricos que estiverem ameaçados.
- assegurar a proteção dos materiais e matérias de grande valor.
- assegurar a proteção dos produtos radioativos.

- efetuar a secagem ou a evacuação.

Caso haja risco de exposição à radiação, não agir senão de comum acordo com o Serviço de Proteção Radiológica da instalação ou a Comissão Nacional de Energia Nuclear.

8A.3 OPERAÇÕES DE PRIMEIROS SOCORROS E SALVAMENTO

8A.3.1 Primeiros Socorros em Caso de Contaminação Radioativa Externa

A descontaminação da pele pertence à esfera clínica; as instruções que determinam as medidas de emergência a serem tomadas em caso de contaminação cutânea devem, portanto, ser elaboradas pelo médico da instalação nuclear ou radiativa.

A aplicação de tais instruções não dispensa a vítima de se apresentar, dentro do menor prazo possível, para um exame médico, que se torna ainda mais necessário porque certos radionuclídeos podem causar problemas clínicos mais complexos.

A título de exemplo, procedimentos redigidos pelo médico de um estabelecimento de pesquisa do setor nuclear são apresentados a seguir.

8A.3.1.1 Contaminação Localizada, Sem Ferimento Associado

a) mãos

- ensaboar meticulosamente, durante 2 a 3 minutos, empregando sabão suave, puro e isento de abrasivo (espaços entre os dedos, contorno das unhas, beirada externa das mãos);
- enxaguar com água morna, durante 1 minuto;
- ensaboar novamente, por 2 minutos e enxaguar durante 1 minuto;
- monitorar.
- em caso de necessidade, prosseguir ensaboando, com escovação suave, durante 2 minutos, evitando qualquer arranhão e enxaguar durante 1 minuto, repetindo duas vezes essas operações;
- monitorar;
- lavar, durante 2 minutos, com solução de ácido cítrico a 3%;
- enxaguar, por1 minuto;
- repetir a operação acima;
- untar com lanolina;
- ensaboar, escovar suavemente, enxaguar (duas vezes);
- monitorar.

Caso a contaminação persista, devem ser seguidas as instruções do supervisor de proteção radiológica ou as que tiverem sido estabelecidas pelo serviço médico da instalação.

b) outras partes do corpo

O mesmo procedimento estabelecido para as mãos pode ser adotado.

Não se deve tomar de pronto uma chuveirada mas, sim, descontaminar inicialmente as regiões atingidas. Particularmente no que diz respeito à contaminação isolada dos cabelos, deve-se lavar inicialmente a cabeça com sabão e posteriormente, caso necessário, com ácido cítrico. Só após a remoção da contaminação isolada é que se deve lavar as outras parte do corpo.

Não tomar banho senão depois de ter sido monitorado e ter recebido o aval do responsável pela proteção radiológica ou do serviço médico do estabelecimento.

8A.3.1.2 Contaminação Localizada Com Ligeiro Ferimento Associado

a) cortes

- fazer sangrar debaixo de água corrente o mais rápido possível;
- alertar o supervisor de proteção radiológica.

b) queimaduras químicas

- lavar a pele, o mais rápido possível, com grande quantidade de água, e os olhos, com soro fisiológico;
- no caso de queimaduras com ácido, neutralizar a pele com solução de bicarbonato de sódio a 5% e as mucosas e olhos com solução de bicarbonato de sódio a 2 %;
- no caso de queimaduras com hidróxidos, neutralizar a pele com solução de ácido acético a 1 % bem como as mucosas e olhos com solução de ácido bórico a 2 %;
- para queimaduras com fósforo, empregar solução de sulfato de cobre a 5 % para a pele e solução de sulfato de cobre a 2 % para as mucosas e olhos.

A monitoração deve ser, então, efetuada sob controle do supervisor de proteção radiológica. Matérias gordurosas e corantes devem ser evitados, devendo ser feito, provisoriamente, um curativo seco. Posteriormente, devem ser seguidas as demais orientações médicas.

8A.3.1.3 Contaminação Difusa sem Ferimento Associado

No caso de ter sido detectada contaminação em indivíduos, deve-se:

- remover e embalar as vestimentas;
- caso possível, proceder à monitoração, antes do banho de chuveiro (sem retardar este último);
- tomar uma ducha morna, em seguida ensaboar todo o corpo, escovar suavemente e enxaguar;
- repetir três vezes essas operações, com duração total de 15 minutos;
- lavar cuidadosamente as dobras cutâneas, o contorno das unhas e os orifícios; cortar as unhas bem curtas;
- enxugar sem esfregar, com toalha limpa;
- proceder à monitoração, sob controle do supervisor de proteção radiológica;
- vestir roupas limpas e submeter-se a controle médico.

8A.3.1.4 Ferimento Grave com Contaminação Externa Associada

- evitar qualquer iniciativa desastrada. Na maioria dos casos, o ferimento constitui a urgência principal, ou seja, o atendimento médico convencional tem prioridade sobre os procedimentos para descontaminação da vítima;
- seguir as indicações do supervisor de proteção radiológica e do serviço médico do estabelecimento.

Alguns procedimentos padrão devem ser seguidos, em particular, nos seguintes casos:

- hemorragia vascular grave: fazer um garrote (anotar a hora);
- fratura de membros: não movimentar o segmento atingido;
- fratura da coluna vertebral: não movimentar a vítima, deixando-a repousar numa superfície rígida;

- queimaduras térmicas ou elétricas: não remover as vestimentas senão em caso de contaminação destas. Recortá-las caso seja necessário;
- queimaduras químicas: Recortar e remover as áreas do vestuário que estiverem impregnadas. Neutralizar o produto cáustico ou ácido.

8A.3.1.5 Deslocamento ou Transporte de uma Pessoa Contaminada

Tomar todas as providências pertinentes para evitar uma possível extensão da contaminação. Assim:

- embrulhar a vítima num saco ou num lençol de vinil para evitar a dispersão de material radioativo, em caso de transporte por ambulância;
- proteger a vítima e a equipe de resgate da contaminação interna;
- assinalar, de forma clara, a natureza do perigo radioativo, por meio de um cartaz preso à vítima, quando esta for removida do envoltório de proteção ao chegar ao hospital.

Essas medidas listadas acima não excluem, evidentemente, as providências urgentes de primeiros socorros.

8A.3.2 Fogo numa Pessoa

No caso do fogo atingir uma pessoa, os seguintes procedimentos devem ser adotados:

- imobilizar rapidamente a vítima, deitando-a no solo;
- abafar as chamas, utilizando um cobertor, casaco, camisa, etc.;
- alertar o serviço médico ou transportar a vítima para o serviço médico ou hospitalar;
- alertar o Serviço de Proteção Radiológica da instalação.

Enquanto se espera a chegada de socorro, deve-se manter a vítima deitada, em local calmo, não se devendo:

- tocar nas queimaduras;
- passar produto algum nas queimaduras; e
- remover a roupa da vítima.

Caso tenha existido algum risco de contaminação, deve-se embrulhar a vítima num lençol plástico[1] para ser transportada para o serviço médico ou

---

[1]Utilizar, de preferência, um plástico não suscetível de produzir vapores corrosivos quando de sua destruição em incinerador ativo.

hospitalar. É importante, durante todo o tempo, zelar para que as vias respiratórias permaneçam desobstruídas.

8A.3.3 Queimaduras com Líquido Corrosivo

Antes de qualquer intervenção, a pessoa que prestará socorro à vítima deve proteger, principalmente, suas mãos, olhos e vias respiratórias, utilizando o material à disposição: luvas, óculos de segurança, máscaras autônomas, macacões, aventais, etc.

As ações de primeiros socorros de urgência devem anteceder quaisquer outras que ainda venham a ser requeridas.

Em todos os casos, as instruções exemplificadas abaixo devem ser estabelecidas de comum acordo com o médico da instalação.

a) olhos

- utilizar duchas oculares, ou outros aparelhos similares ou, ainda, lavar abundantemente em água corrente.

b) corpo e membros

- remover as roupas impregnadas, caso necessário, cortando-as, e, se possível, embaixo do chuveiro;
- aspergir ou banhar as partes do corpo afetadas com uma solução que neutralize o líquido corrosivo;
- lavar abundantemente em água corrente;
- repetir a operação, caso necessário;
- não enxugar;
- alertar o serviço médico;
- transportar a vítima para o serviço médico ou hospitalar.
- utilizar água sob pressão para diluir e retirar líquidos corrosivos. Observar que certos produtos não podem ser eliminados diretamente no meio ambiente (rede esgotos, cursos d'água, etc.). Caso haja risco de contaminação radioativa, consultar o Serviço de Proteção Radiológica da instalação ou a Comissão Nacional de Energia Nuclear;
- arejar ou ventilar o local.

Caso tenha existido algum risco de contaminação, a vítima deve ser envolvida por um lençol plástico[2] para ser transportada para o serviço médico ou hospitalar, tomando cuidado para manter suas vias respiratórias desobstruídas.

8A.3.4 Emissão de Vapores ou de Gases Irritantes ou Sufocantes

As pessoas que vão atuar na presença de vapores ou gases nocivos devem:

- usar as máscaras autônomas ou, na falta destas, filtros apropriados;
- vestir o equipamento de proteção individual completo;
- eliminar, assim que possível, a causa do acidente;
- retirar da área, rapidamente, qualquer pessoa sem proteção ou que seja inútil à intervenção;
- arejar ou ventilar ao máximo os locais afetados, salvo em caso de contra-indicação específica;
- retirar rapidamente da atmosfera poluída qualquer vítima, conservando-a deitada, em local calmo;
- não praticar respiração artificial.

8A.3.5 Eletrocussão - Asfixia.

Com o objetivo de prestar socorro a vítimas de eletrocussão ou asfixia deve-se, antes de tudo, desligar o circuito elétrico em questão ou a chave-geral, ou eliminar a causa da asfixia.

A vítima deve ser removida do local e transportada para o serviço médico ou hospitalar, devendo ser seguidas as instruções específicas prescritas pelo médico da instalação.

Os seguintes cuidados devem, ainda, ser tomados:

- se a vítima respira, deitá-la sobre uma maca e obrigá-la a permanecer imóvel;
- se a vítima não respira, praticar respiração artificial, enquanto não chegam os socorros;
- não administrar coisa alguma à vítima antes de seu transporte para o serviço médico ou para o hospital;
- proteger a vítima do frio;
- caso tenha existido alguma possibilidade de contaminação, embrulhar a vítima num lençol plástico[2] para ser transportada para o serviço médico ou hospitalar;
- zelar para que as vias respiratórias permaneçam desobstruídas.

---

[2]Utilizar, de preferência, um plástico não suscetível de produzir vapores corrosivos quando de sua destruição em incinerador ativo.

ANEXO 8B

AÇÕES DE RESPOSTA A EMERGÊNCIAS ENVOLVENDO O TRANSPORTE DE MATERIAIS RADIOATIVOS

De uma maneira geral, a polícia ou brigada militar e os bombeiros, ao chegarem ao local de um acidente envolvendo o transporte de material radioativo, devem tomar as seguintes medidas básicas, conforme aplicável.

8B.1 RESGATE

- Remover as vítimas do local do acidente, observando a direção e sentido do vento e caminhando nesse mesmo sentido;
- Administrar os necessários primeiros socorros;
- Se possível registrar nomes e endereços das vítimas, local em que foram encontradas bem como horário em que foram removidas;
- Avisar a equipe da ambulância que a vítima pode estar contaminada por material radioativo e que a equipe médica do hospital deve ser notificada desse fato logo na chegada.

8B.2 COMBATE AO FOGO

- Extinguir o fogo usando equipamentos e técnicas convencionais, a menos que materiais radioativos sensíveis à água estejam envolvidos no acidente;
- Manter-se na mesma direção e sentido do vento, sempre que possível.

8B.3 CONTROLE DE CONTAMINAÇÃO NO LOCAL DO ACIDENTE

- Restringir o tráfego de veículos e pedestres no local, até que o controle do tráfego possa ser restabelecido, mantendo curiosos afastados;
- Obter a documentação de transporte da carga perigosa;
- Entrar em contacto com o Remetente e com a CNEN;
- Isolar a área, adotando, por precaução, um raio preventivo de 100 a 150 metros;
- Restringir o acesso ao local do acidente, se possível usando cordas e sinalização específica;
- Deter todas as pessoas que estiveram presentes no local do acidente e anotar seus nomes e endereços, para fins de controle de possível contaminação;

- Proibir que se coma, beba ou fume na área isolada;
- Obter informações para constar do relatório, como nomes e endereços completos do transportador, remetente e destinatário, material radioativo envolvido, atividade em Ci ou TBq e peso.

A Tabela B1, a seguir, consolida as informações disponíveis na literatura relativas a riscos potenciais, segurança do público e ações de resposta a acidentes de transporte, informações essas específicas para os diferentes conteúdos radioativos transportados.

Tabela B1 - Riscos Potenciais, Segurança do Público e Ações de Resposta a Acidentes de Transporte Envolvendo Materiais Radioativos

DESCRIÇÃO	NÚMERO DA ONU	RISCOS ASSOCIADOS E AÇÕES DE RESPOSTA
PEQUENAS QUANTIDADES DE MATERIAIS RADIOATIVOS	**2908 2909 2910 2911**	**RISCOS POTENCIAIS** •A radioatividade não altera a flamabilidade ou outras propriedades de materiais; •Risco mínimo de irradiação ou contaminação de pessoas; •Alguns radionuclídeos não podem ser detectados por instrumentos usualmente disponíveis; •Alguns embalados podem não portar símbolo de risco radioativo; •Alguns materiais podem queimar, mas sem entrar em ignição. **SEGURANÇA DO PÚBLICO** •Telefonar para o número do telefone de emergência constante na documentação de transporte; •Priorizar ações de: resgate, salvar vidas, primeiros socorros e controle do fogo; •Isolar imediatamente a área, por pelo menos 25 a 50 metros em todas as direções; •Manter afastadas as pessoas não autorizadas; •Deter ou isolar feridos ou equipamentos com suspeita de contaminação; •Notificar a CNEN e aguardar instruções para descontaminação. **RESPOSTA A EMERGÊNCIAS** ‣ FOGO A presença de material radioativo não influencia a seleção de técnicas de combate ao fogo; Equipamentos de proteção individual devem ser sempre usados; Remover embalados não danificados da zona de incêndio, se não houver risco; Não remover embalados danificados; No caso de incêndio de grandes proporções, represar a água empregada no combate ao fogo, para posterior monitoração e eliminação/deposição. ‣ VAZAMENTO Não tocar em embalagens danificadas ou em material derramado; Cobrir líquidos com areia, terra ou outro agente absorvente não combustível; Represar grandes derramamentos de líquidos; Encobrir particulados com lençol plástico ou lona.

Tabela B1 - Riscos Potenciais, Segurança do Público e Ações de Resposta a Acidentes de Transporte Envolvendo Materiais Radioativos

DESCRIÇÃO	NÚMERO DA ONU	RISCOS ASSOCIADOS E AÇÕES DE RESPOSTA
MATERIAIS RADIOATIVOS DE BAIXO A MODERADO NÍVEIS DE RADIAÇÃO	**2912 2913 3321 3322**	**RISCOS POTENCIAIS** •Embalados não danificados são seguros; •Risco baixo ou moderado em caso de embalados danificados; •Água usada para combate ao fogo pode ocasionar poluição; •Alguns materiais podem queimar, mas sem entrar em ignição. **SEGURANÇA DO PÚBLICO** •Tomar as medidas descritas inicialmente; •No caso de necessidade de evacuação, considerar inicialmente a evacuação na direção contrária a do vento, por pelo menos 100 metros. No caso de incêndio, envolvendo grande quantidade de material radioativo, considerar um raio de 300 metros para evacuação. **RESPOSTA A EMERGÊNCIAS** ‣ FOGO Tomar as medidas descritas inicialmente. ‣ VAZAMENTO Tomar as medidas descritas inicialmente.
MATERIAIS RADIOATIVOS DE BAIXO A ALTO NÍVEIS DE RADIAÇÃO	**2915 2916 2917 2919 3323**	**RISCOS POTENCIAIS** •Embalados íntegros são seguros, apesar de poderem apresentar níveis de radiação na superfície relativamente altos. •Embalados danificados podem provocar altos níveis de radiação externa, bem como contaminação interna/externa, no caso de liberação de seu conteúdo; •Embalados do Tipo A contêm quantidade limitada de material radioativo, a qual não oferece risco de vida; •Embalados do Tipo B e do Tipo C contêm grandes quantidades de materiais radioativos e, se danificados, oferecem risco de vida; •Embalados do Tipo B e do Tipo C são projetados e testados para atender aos requisitos aplicáveis de contenção e blindagem, quando envoltos em fogo à temperatura de 800^{o}C, por 30 min.; •A água usada para combate ao fogo pode ocasionar poluição, no caso de embalados danificados.

Tabela 8B1 - Riscos Potenciais, Segurança do Público e Ações de Resposta a Acidentes de Transporte Envolvendo Materiais Radioativos		
DESCRIÇÃO	**NÚMERO DA ONU**	**RISCOS ASSOCIADOS E AÇÕES DE RESPOSTA**
MATERIAIS RADIOATIVOS DE BAIXO A ALTO NÍVEIS DE RADIAÇÃO **(continuação)**	**2915** **2916** **2917** **2919** **3323**	**SEGURANÇA DO PÚBLICO** •Tomar as medidas descritas inicialmente. **RESPOSTA A EMERGÊNCIAS** ‣ FOGO Tomar as medidas descritas inicialmente; Embalados do Tipo B e do Tipo C são projetados para atender aos requisitos aplicáveis de contenção e blindagem, quando envoltos em fogo à temperatura de 800°C, por 30 minutos. ‣ VAZAMENTO Tomar as medidas descritas inicialmente; Superfícies úmidas em embalagens não danificadas ou levemente danificadas raramente indicam vazamento de material radioativo.
MATERIAIS RADIOATIVOS SOB FORMA ESPECIAL	**3332**	**RISCOS POTENCIAIS** •Embalados íntegros são seguros; •O conteúdo de embalados danificados pode ocasionar exposição externa, bem como exposição externa ainda maior caso o conteúdo da cápsula selada seja liberado; •A radiação proveniente do material radioativo presente na embalagem, normalmente contido em cápsula metálica durável, pode ser detectada pela maioria dos detectores de radiação usualmente disponíveis; •Mesmo após a queima da embalagem, a cápsula pode manter-se íntegra; •A contaminação e a irradiação interna são pouco prováveis; •Não é esperado que a água usada para combate ao fogo ocasione poluição. **SEGURANÇA DO PÚBLICO** •Tomar as medidas descritas inicialmente. **RESPOSTA A EMERGÊNCIAS** ‣ FOGO Tomar as medidas descritas anteriormente; Material radioativo sob forma especial (fonte selada) é projetado e testado para atender aos requisitos de contenção após ser mantido à temperatura de 800 °C, durante 10 min. ‣ VAZAMENTO O conteúdo das cápsulas é raramente líquido; Caso essa seja localizada fora da embalagem, não a toque, mantenha distância e aguarde instruções da CNEN.

Tabela 8B1 - Riscos Potenciais, Segurança do Público e Ações de Resposta a Acidentes de Transporte Envolvendo Materiais Radioativos		
DESCRIÇÃO	**NÚMERO DA ONU**	**RISCOS ASSOCIADOS E AÇÕES DE RESPOSTA**
MATERIAIS RADIOATIVOS FÍSSEIS, DE BAIXO A ALTO NÍVEIS DE RADIAÇÃO	**3324 3325 3326 3327 3328 3329 3330 3331 3333**	**RISCOS POTENCIAIS** •A durabilidade da embalagem aumenta à medida que o risco de acidente de criticalidade aumenta, sendo que os embalados íntegros são sempre seguros; •Conteúdo de embalados danificados pode ocasionar exposição externa elevada ou, ainda, exposição externa bem como interna elevadas, caso seja liberado; •Apesar das embalagens serem projetadas e testadas para prevenir reações em cadeia, o risco de criticalidade se faz presente; •Esses materiais são raramente inflamáveis; •Embalado Industrial ou do Tipo A que contenha material físsil não oferece risco de vida, devido à limitação de sua quantidade; •Embalados dos Tipo B e Tipo C que contenham materiais físseis podem oferecer risco de vida em acidentes severos. **SEGURANÇA DO PÚBLICO** •Tomar as medidas descritas inicialmente. **RESPOSTA A EMERGÊNCIAS** ‣ FOGO Tomar as medidas descritas inicialmente; Embalados Industriais e Embalados dos Tipo B e Tipo C que contenham material físsil são projetados e testados para atender aos requisitos aplicáveis de contenção e blindagem quando envoltos em fogo à temperatura de 800^{o}C, por 30 min.; ‣ VAZAMENTO Tomar as medidas descritas inicialmente; Superfícies úmidas em embalagens não danificadas ou levemente danificadas raramente indicam vazamento de material radioativo. O conteúdo das embalagens é raramente líquido; Caso a cápsula selada seja localizada fora da embalagem, não a toque, mantenha distância e aguarde instruções da CNEN.

Tabela 8B1 - Riscos Potenciais, Segurança do Público e Ações de Resposta a Acidentes de Transporte Envolvendo Materiais Radioativos

DESCRIÇÃO	NÚMERO DA ONU	RISCOS ASSOCIADOS E AÇÕES DE RESPOSTA
MATERIAIS RADIOATIVOS SENSÍVEIS À ÁGUA (UF_6 FÍSSIL E NÃO FÍSSIL)	**2977 2978**	**RISCOS POTENCIAIS** •O risco químico geralmente supera o risco radiológico, que é pequeno; •O hexafluoreto de urânio reage com água, ou vapor d'água contido no ar, formando o corrosivo e tóxico ácido fluorídrico bem como o fluoreto de uranila, composto de urânio solúvel em água, de cor branca, extremamente irritante e corrosivo. Se inalado, pode ser fatal; o contato direto causa queimaduras na pele, olhos e trato respiratório; pode, ainda, reagir violentamente com óleos; **SEGURANÇA DO PÚBLICO** •Tomar as medidas descritas inicialmente; •Considerar, inicialmente, a evacuação na direção contrária a do vento por, no mínimo, 100 metros. Em incêndio, considerar a evacuação por 300 metros; **RESPOSTA A EMERGÊNCIAS** ‣ FOGO Tomar as medidas descritas inicialmente, mas não usar água no combate ao fogo envolvendo cilindros danificados; considerar o uso de CO_2 ou espuma. Resfriar com água os cilindros íntegros e não afetados diretamente pelo fogo; Cilindros cheios e envoltos em fogo podem romper em função do aumento da pressão interna. Nessa situação, deve-se manter distância e deixá-lo queimar. ‣ VAZAMENTO Tomar as medidas descritas inicialmente, observando que, na ausência de fogo, o local do vazamento será evidente pela formação de vapores visíveis e irritantes, bem como de resíduos que podem até contribuir para selar pequenos orifícios.

ANEXO 8C

AÇÕES PROTETORAS GENÉRICAS EM CASO DE INCÊNDIO ENVOLVENDO FONTES RADIOATIVAS, RISCOS RADIOLÓGICOS ASSOCIADOS E PROPRIEDADES DE ALGUNS MATERIAIS

De uma maneira resumida, as seguintes medidas devem ser tomadas em caso de incêndio envolvendo fontes radioativas:

1. Isolar e evacuar a área no entorno da fonte radioativa, levando em consideração a direção do vento;
2. Garantir que ninguém esteja envolto pela fumaça;
3. Confinar e deter as pessoas que estiveram dentro da área isolada até que possam ser monitoradas;
4. Medir a contaminação no solo e no ar;
5. Ajustar a distância de isolamento caso contaminação seja detectada além da distância inicialmente adotada;
6. Estabelecer um ponto de controle de acesso;
7. Implementar medidas de controle de dose e de contaminação;
8. Prover acompanhamento médico para as pessoas potencialmente expostas;
9. Descontaminar a área, se necessário.

A Tabela 8C1 apresenta, de forma resumida, os riscos radiológicos associados ao manuseio de fontes radioativas danificadas ou que tenham perdido sua blindagem.

A Tabela 8C2 apresenta algumas propriedades de materiais radioativos bem como de materiais empregados em revestimento, embalagem e blindagem de fontes de radiação ionizante e que podem estar envolvidos em incêndio.

TABELA 8C1 – Riscos Radiológicos Associados ao Manuseio de Dispositivos Radioativos Danificados ou sem Blindagem	
DISPOSITIVO RADIOATIVO	**RISCO RADIOLÓGICO**
Fonte de Braquiterapia > 400 GBq (10 Ci) Fonte de Gamagrafia > 400 GBq (10 Ci) Fonte de Teleterapia Irradiador de Grande Porte	**ALTO** Doses letais são atingidas em menos de uma hora de manuseio de fontes não blindadas.
Fonte de Braquiterapia > 40 GBq (1 Ci) Medidores Fixos de Nível, Densidade, Espessura, Gramatura	**MODERADO** Doses letais requerem horas ou dias de exposição casual. Contato direto com a fonte não blindada pode ocasionar sério dano no tecido em minutos.
Fonte de Radiografia < 40 GBq (1 Ci) Fonte de Prospecção < 40 GBq (1 Ci) Detectores de Fumaça Eliminadores de Estática Pára-Raios Radioativos	**MÍNIMO** Probabilidade muito pequena de efeitos significativos a saúde devido à exposição casual a essas fontes

Tabela 8C2 - Propriedades de Alguns Materiais Radioativos, bem como de Materiais Usados em Revestimento, Embalagem e Blindagem				
MATERIAL	**DENSIDADE (kg/m^3)**	**PONTO DE FUSÃO (^oC)**	**PONTO DE EBULIÇÃO (^oC)**	**OUTRAS PROPRIEDADES**
ácido fluorídrico	999	-83	19,5	Corrosivo e tóxico; concentração no ar de 2,5 mg/m^3 é a máxima permissível para exposição de 8 h/dia; 100 mg/m^3 é a concentração máxima tolerável para exposição de 1 minuto.
aço	7500-7700	1260-1500	1427	material de revestimento e de embalagem.
alumínio	2700	660	2467	material de embalagem e blindagem.
amerício	13670	994	2607	muito alta radiotoxicidade; toxidez química elevada.
chumbo	11344	327	1740	material de blindagem; toxidez química elevada.
cloreto de césio	3988	645	1290	solúvel em água; Cs-137: relativa radiotoxicidade.
cobalto	8900	1495	2870	Co-60: alta radiotoxicidade.
estanho	7300	232	2270	material de embalagem.

Tabela 8C2 - Propriedades de Alguns Materiais Radioativos, bem como de Materiais Usados em Revestimento, Embalagem e Blindagem				
MATERIAL	**DENSIDADE (kg/m^3)**	**PONTO DE FUSÃO (^oC)**	**PONTO DE EBULIÇÃO (^oC)**	**OUTRAS PROPRIEDADES**
ferro	7874	1535	2750	material de blindagem.
fluoreto de uranila (UO_2F_2)	–	decompõe a 300	–	muito solúvel em água; inalação de quantidades inferiores a 2,5 mg não provoca efeito maléfico perceptível; inalação de 100 mg é supostamente letal.
hexafluoreto de urânio	Sólido: 4680 líquido:3620	64,5 (a uma pressão de vapor de 1,5 atm)	56,2 (sublimação à pressão atmosférica e à temperatura de 20 ^oC)	corrosivo: concentração de 0,3 mg/m^3 provoca irritação das membranas mucosas; exposição à concentração no ar de 3 mg/m^3 durante alguns minutos provoca morte por edema pulmonar agudo.
irídio	22420	2410	4130	Ir-192: alta radiotoxicidade.
nitrato de tório	_	decompõe a 500		muito solúvel em água; oxidante, pode contribuir para a combustão de outro material.

Tabela 8C2 - Propriedades de Alguns Materiais Radioativos, bem como de Materiais Usados em Revestimento, Embalagem e Blindagem				
MATERIAL	**DENSIDADE (kg/m^3)**	**PONTO DE FUSÃO (^oC)**	**PONTO DE EBULIÇÃO (^oC)**	**OUTRAS PROPRIEDADES**
nitrato de uranila	2807	60 (decompõe a 100)	118	material de baixa atividade específica; toxidez química elevada.
óxido de tório	9860	3220	4400	material de baixa atividade específica; toxidez química elevada.
óxido de urânio (UO_2)	10960	2878	–	material de baixa atividade específica; toxidez química elevada.
tório metálico	11700	1750	4790	pirofórico, sujeito a combustão instantânea; material de baixa atividade específica; toxidez química elevada.
urânio metálico empobrecido	19050	1132	3818	pirofórico; material de revestimento e blindagem. toxidez química elevada.
zircônio	6500	1852	4377	pirofórico; zircaloy: material de revestimento de elementos combustíveis.